J.E.N. 538
Sp ISSN 0081-3397

DEPRESION DE FLUJO NEUTRONICO EN LAS BARRAS COMBUSTIBLES DE UO_2-PuO_2 (15 al 30%) DEL EXPERIMENTO DE IRRADIACION IVO-FR2-Vg7.

por

López Jiménez,J.

Fernández Marrón, J.L.

JUNTA DE ENERGIA NUCLEAR

MADRID, 1983

CLASIFICACION INIS Y DESCRIPTORES

B25
NEUTRON FLUX
FUEL RODS
TEST REACTORS
FR-2REACTOR
URANIUM OXIDES
PLUTONIUM OXIDES

Toda correspondencia en relación con este trabajo debe dirigirse al Servicio de Documentación Biblioteca y Publicaciones, Junta de Energía Nuclear, Ciudad Universitaria, Madrid-3, ESPAÑA.

Las solicitudes de ejemplares deben dirigirse a este mismo Servicio.

Los descriptores se han seleccionado del Thesauro del INIS para describir las materias que contiene este informe con vistas a su recuperación. Para más detalles consúltese el informe IAEA-INIS-12 (INIS: Manual de Indización) y IAEA-INIS-13 (INIS: Thesauro) publicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Se autoriza la reproducción de los resúmenes analíticos que aparecen en esta publicación.

Este trabajo se ha recibido para su impresión en Febrero de 1983

Depósito legal nº M-10019-1983 I.S.B.N. 84-500-8669-8

INDICE

1. INTRODUCCION

2. DATOS SOBRE LAS BARRAS COMBUSTIBLES Y CAPSULAS DE IRRADIACION IVO

3. METODOS DE CALCULO DE LA DEPRESION DE FLUJO

   3.1. Código WIMS
   3.2. Código MERKUR
   3.3. Difusión
   3.4. Método analítico de Bonalumi
   3.5. Aproximación parabólica (método de las probabilidades de colisión)

      3.5.1. Colisiones múltiples
      3.5.2. Absorción pura
      3.5.3. Ajuste parabólico

4. COMPARACION TEORICO-EXPERIMENTAL DE DEPRESION DE FLUJO EN BARRAS DE URANIO METALICO Y DE UO_2.

   4.1. Barras de uranio metálico
   4.2. Barras de UO_2 simuladas

5. APLICACION A LAS VARILLAS DE UO_2-PuO_2 (15% al 30% PuO_2) DEL EXPERIMENTO IVO

6. CONSIDERACIONES FINALES Y CONCLUSIONES

   ANEXO: Descripción del código FLUJO

   REFERENCIAS

   TABLAS

   FIGURAS

1. INTRODUCCION

El programa IVO-FR2-Vg7 comprende la irradiación de barras combustibles de óxidos mixtos (UO_2-PuO_2) para reactores rápidos en el reactor FR2 de Karlsruhe. Este experimento se enmarca en el Convenio de Colaboración existente entre el KfK y la JEN, participando, por la parte alemana, el IMF-III y el PSB, y, por la española, la División de Elementos Combustibles /1, 2, 3/.

Las varillas combustibles, en un total de 30, permitirán el estudio comparativo de varios procedimientos de fabricación del combustible y cubrirán una amplia gama de parámetros de diseño: potencia lineal, temperatura de vaina, grado de quemado, contenido en plutonio, tipo de plutonio según su composición isotópica (limpio ó sucio) etc. Para su irradiación, se han empleado cápsulas con tubo exterior de acero inoxidable en contacto con el refrigerante (D_2O) y rellenas del metal líquido sodio-potasio como medio transmisor del calor /4/.

En el diseño de la experiencia de irradiación y de la barra combustible, propiamente dicha, la determinación de la depresión de flujo neutrónico térmico en el interior de la cápsula ha constituido uno de los capítulos más importantes. La razón del flujo medio combustible/moderador permite el posicionamiento de la cápsula en el núcleo del reactor y la curva de depresión en la pastilla combustible condiciona el perfil de temperaturas en la misma: para una misma potencia lineal, la existencia de depresión de flujo disminuye el nivel de temperatura, con repercusiones en la reestructuración de material combustible, canal central, granos columnares y equiaxiales, segregación de plutonio, etc.

La depresión de flujo térmico en el interior de las cápsulas es acentuada dada la gran autoabsorción neutrónica en los materiales que los componen (acero, zircaloy, NaK etc) y, particularmente, en el combustible. Para dicho cálculo se ha empleado el programa

neutrónico multigrupo WIMS-KfK, que ha considerado la cápsula en su posicionamiento real dentro del núcleo, es decir, entre cuatro elementos combustibles /5/.

Calculos posteriores de depresión de flujo en las barras combustibles realizados con el código MERKUR /3/, basado en la teoría de las probabilidades de colisión múltiple, condujeron a depresiones sensiblemente más acentuadas que las obtenidas con WIMS.

Ante tal discordancia de resultados, y en razón de la importancia del conocimiento de la distribución de flujo en la barra en orden a una correcta interpretación del comportamiento térmico y estructural de la barra a la luz de los exámenes post-irradiatorios, hemos creido necesario analizar con detalle el tema de la depresión de flujo neutrónico en barras combustibles de alto contenido en átomos fisionables, con particular referencia a las de UO_2-PuO_2 del programa IVO.

En el presente informe, se hace un estudio comparado de los diferentes métodos y teorías empleados en el cálculo de la depresión de flujo en barras cilíndricas, tales como: difusión, solución analítica general de la ecuación de transporte, probabilidades de colisión, y los códigos WIMS y MERKUR. Se ha intentado clarificar el campo de aplicabilidad de los respectivos métodos atendiendo el grado de absorción del combustible, es decir, al contenido en material fisionable.

Los distintos procedimientos de cálculo se han empleado en la interpretación de los datos experimentales encontrados en la literatura, relativos a barras de uranio metálico de los reactores de grafito-gas y a barras de UO_2 (simuladas) propias de los reactores refrigerados por agua (LWR). Como consecuencia de este estudio se ha propuesto una representación parabólica "semiempírica" para la distribución de flujo en una barra combustible de alto enriquecimiento, a partir del flujo medio obtenid por colisiones múltiples.

Finalmente, se ha calculado la depresión de flujo en cada una de las barras combustibles del experimento IVO mediante los diferentes métodos analizados y se ha hecho una comparación crítica de los resultados obtenidos, proponiéndose una verificación experimental de los mismos a la luz de los exámenes post-irradiatorios de las varillas combustibles a practicar en las Celdas Calientes de Karlsruhe, y la realización de irradiaciones de pastillas simuladas en el reactor JEN 1.

2. DATOS SOBRE BARRAS COMBUSTIBLES Y CAPSULAS DE IRRADIACION IVO

De forma esquemática, la disposición de las 3 varillas combustibles en el interior de una cápsula de irradiación viene expresada en la Fig. 1.

Una cápsula consta de un tubo exterior de acero inoxidable de diámetro exterior preestablecido (27 mm) y una serie de tubos intermedios del mismo material ó zircaloy, bañados por NaK (22% Na, 78% K), y, eventualmente, dotada de un huelgo entre dos tubos, relleno de un gas (He), destinado a conseguir saltos térmicos particularmente elevados.

En la Fig. 2, presentamos una sección transversal de la cápsula Versión 1 y el perfil radial de temperaturas en la misma.

Las características de los tres tipos de cápsulas de irradiación usados en las irradiaciones (Versiones 1, 2 y 3) y de las varillas combustibles se dan en las referencias /1, 2, 3, 4, 6/.

Los datos de diseño más significativos de las varillas combustibles son:

Material (pastillas)	UO_2-PuO_2
Enriquecimiento	UO_2-empobrecido
Densidad teórica (DT)	11,04 y 11,11 g/cm^3
Densidad geométrica	94 % D T
Estequiometría, O/M	1,97

Diámetro	6,40 mm
Altura	8,00 mm
Material de vaina	DIN W n°1.4970 (lg, kv, a)
Diámetro exterior de vaina	7,6 mm
Diámetro interior de vaina	6,6 mm
Densidad en vaina	88 % D.T.
Columna combustible	80,0 mm

El contenido en PuO_2 de las distintas varillas, su composición isotópica, junto con algunas condiciones de irradiación se dan en las Tablas 1 y 2.

3. METODOS DE CALCULO DE LA DEPRESION DE FLUJO

3.1. Código WIMS

El programa WIMS /5, 7, 8, 9/ resuelve la ecuación de transporte con 68 grupos de energía de neutrones en configuraciones geométricas diferentes, que van, por orden de complejidad, desde una celdilla elemental con barra central, hasta un elemento combustible formado por un haz de barras ó una cápsula de irradiación entre elementos.

Este último es el caso de la irradiación IVO-FR2-Vg7, cuyo esquema se da en la Fig. 3: la cápsula de irradiación, y en su centro la varilla combustible, va situada en un canal de irradiación de isótopos entre 4 elementos combustibles de siete barras (UO_2 al 2% U235) cada uno. Para su cálculo, la varilla combustible se ha subdividido en 10 anillos concéntricos.

Por flujo térmico se entiende el correspondiente a los neutrones de energía inferior al pico del cadmio, 0,625 eV.

3.2. Código Merkur

El programa Merkur /10/, basado en los métodos de Bonalumi /11/ y Jonsson /12/, calcula la depresión de flujo neutrónico en una barra combustible desnuda, resolviendo el transporte de neutrones a un grupo de energía -eventualmente dos: térmico y epitérmico- en la hipótesis de corriente isótropa a través de la barra.

La sección transversal de pastilla combustible unitaria (1 cm de altura) se subdivide en N anillos concéntricos, en los que se establece el balance neutrónico siguiente:

$$\Phi_i \cdot \Sigma_i^{tot} \cdot F_i = \sum_{j=1}^{N} \Phi_j \Sigma_j^{el} P_{ji} F_j + P_{oi} \cdot I_{io}, \qquad (1)$$

donde:

Φ_i = Flujo medio en el anillo i

Σ_i^{tot} = Sección eficaz macroscópica total del anillo i

F_i = $\pi (r_i^2 - r_{i-1}^2)$

Σ_i^{el} = Sección eficaz macroscópica elástica del anillo i

P_{ji} = Probabilidad de choque elástico en el anillo i de un neutrón proviniente de un choque elástico en el anillo j.

P_{oi} = Probabilidad de choque en el interior del anillo i , de un neutrón proviniente del exterior de la barra.

I_{io} = Corriente neutrónica incidente.

La ecuación (1) puede expresarse en forma de un sistema homogéneo de N ecuaciones con N incógnitas (Φ_i) y N términos independientes ($P_{oi} I_n$), cuya resolución proporciona la distribución del flujo neutrónico en el combustible.

Las probabilidades P_{ij} se calculan mediante las funciones G_{ij} de Bonalumi a partir de las que se obtienen las P_{oi} aplicando el teorema de reciprocidad.

Los valores Φ_i se expresan en una escala relativa de unidades.

3.3. Difusión

La teoría de difusión aplicada a una celdilla elemental de un reactor con núcleo heterogéneo conduce a la expresión del flujo neutrónico térmico en el interior del combustible siguiente:

$$\Phi(r) = A \times Io(K.r) \quad , r \leqslant R, \qquad (2)$$

donde:

$\Phi(r)$ = flujo neutrónico térmico [$n/cm^2.s$],

A = constante [$n/cm^2.s$]

Io = función de Bessel

K = constante [cm^{-1}]

R = radio exterior del combustible [cm]

La constante K se calcula con distintos grados de aproximación:

a) Difusión elemental

Si la sección eficaz macroscópica de absorción es muy inferior a la difusión, $\Sigma_a << \Sigma_d$, la constante K es de la forma:

$$K = \sqrt{3\ \Sigma_a \cdot \Sigma_d}\ , \qquad (3)$$

En el caso límite que $\Sigma_a / \Sigma_d \to 0$, la ecuación de transporte conduce a una solución equivalente a la anterior:

$$K = \sqrt{3\ \Sigma_a \cdot \Sigma_t}\ , \qquad (4)$$

donde Σ_t es la sección eficaz macroscópica total.

K coincide con la inversa de la longitud de difusión L.

b) Transporte

La solución asintótica de la ecuación de transporte para un sólo grupo de neutrones (térmico) conduce a una solución de tipo trascendente:

$$\frac{K}{\Sigma_t} = \operatorname{tg} h\ \frac{K}{\Sigma_d} \qquad (5)$$

En el caso de un medio difusor débilmente anisótropo, para el que $\Sigma_a / \Sigma_d << 1$, se obtiene :

$$K^2 = 3\ \Sigma_a\ \Sigma_t\ (1-\overline{\cos\theta}) \left[1 - \frac{4}{5}\ \frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} + \frac{\Sigma_a\ \overline{\cos\theta}}{\Sigma_t (1-\overline{\cos\theta})}\right]. \qquad (6)$$

En caso de isotropía $\overline{\cos\theta} = 0$,

$$K^2 = 3 \ \Sigma_a \ \Sigma_t \ (1 - \frac{4}{5} \ \frac{\Sigma_a}{\Sigma_t}) \qquad (7)$$

Si $\Sigma_a / \Sigma_d \to 0$, la ecuación anterior se convierte en la (4)

En la solución general de la ecuación de transporte, suma de las componentes, asintótica y transitoria, la importancia de una u otra componente varía con el producto $\Sigma_t . r$ para una fracción Σ_a / Σ_t determinada (r, distancia de la fuente de neutrones): la solución asintótica no es válida sino para medios no demasiado absorbentes y a grandes distancias de las fuentes, en cambio, la solución transitoria predomina en las cercanías de éstas.

La intersección de ambas soluciones proporciona un valor del radio, r^*, en el que hemos creido reconocer un cierto criterio para fijar el límite de aplicabilidad de la solución asintótica, y, por lo tanto, de la teoría elemental de la difusión.

En el caso hipotético de fuente puntual isótropa y medio infinito, r^* |cm| es de la forma /13/:

$$r^* = \frac{0,031}{\Sigma_t} \ . \ \exp \left(\frac{2 \ \Sigma_t}{\Sigma_d} \right) . \qquad (8)$$

Aplicando esta relación a medios tales como el combustible de diferentes tipos de reactores nucleares, se obtienen los resultados siguientes:

Tipo	Radio [cm]	Enriquecimiento [%]	Σ_d [cm^{-1}]	Σ_t [cm^{-1}]	r* [cm]
Grafito-gas Uranio natural	1,5-2	0,7	0,322	0,722	3,7
LWR (UO_2)	0,5-0,6	1	0,402	0,620	1,09
"	"	4	0,403	1,097	6,53
Rápido	0,25-0,35	15(PuO_2)	0,396	3,906	$2,9x10^7$
(UO_2-PuO_2)	"	30 "	0,393	7,126	$2,3x10^{13}$

Como se deduce de la tabla anterior, los valores de r* sólo son comparables con los radios reales en barras de uranio metálico de los reactores de grafito-gas y, en el límite, en barras de UO_2 de bajo enriquecimiento propias de los reactores refrigerados por agua (LWR); sin embargo, no lo son, en modo alguno, en el caso de barras de óxidos mixtos de reactores rápidos reproductores.

En la práctica, se viene empleando la teoría de difusión para barras de uranio metal y de UO_2 por razones de simplicidad.

3.4. Método analítico de Bonalumi

Bonalumi /14/ considera que el flujo neutrónico en el interior de la barra combustible es igual a la suma de las contribuciones individuales procedentes de la propia celdilla elemental -predominante - y de cada una de las demás celdillas que componen el núcleo del reactor. El flujo debido a la propia celdilla se asimila a la solución exacta de la ecuación de transporte en un cilindro absorbente con fuente de neutrones localizada en la

superficie del mismo, equivalente a las fuentes de neutrones térmicos del moderador.

La expresión final a que se llega es la siguiente:

$$\Phi(r) = I_o(Kr) + \lambda\, T(R, r), \quad r \leqslant R, \tag{9}$$

donde:

$$\lambda = \frac{D.K}{\beta\, K1\,(KR)} \quad \text{y}$$

$$T(R, r) = \int_{\Sigma'.R}^{\infty} I_o\left(\frac{r}{R}u\right) K_1(u)\, \frac{du}{u}\ , \tag{10}$$

- La constante K viene dada por la conocida ecuación trascendente:

$$\frac{K}{\Sigma_t} = \text{tgh}\ \frac{K}{\Sigma_d} \tag{11}$$

- El coeficiente de difusión, $D = \frac{\Sigma_a}{K^2}$ (12)

- $\beta = \frac{2\,\Sigma_a}{\Sigma_d}\ \frac{\Sigma_t^2 - K^2}{K^2 - \Sigma_t\ \Sigma_a}$, (13)

- $c = \frac{\Sigma_d}{\Sigma_t}$, (14)

- $\Sigma' = \alpha \cdot \Sigma_t$, (15)

- $\alpha = \frac{1 - c}{1 - \beta}$, (16)

- K_1, función de Bessel

En la expresión (9), la importancia relativa de la componente λ T, frente a la difusión pura, I_0, aumenta con el grado de absorción de la barra combustible; es decir: el distanciamiento en el factor de depresión $\emptyset$ (0)/$\emptyset$ (R) entre difusión y Bonalumi aumenta con el enriquecimiento de las barras.

En la Fig. 4 se representa gráficamente la ecuación trascendente (11), encontrándose que para valores de K/Σ_d superiores a 2,5 la magnitud K/Σ_t se aproxima a la unidad, introduciendo, en el límite, una indeterminación en el cálculo de β, expresión (13). El procedimiento ha generado, sin embargo, resultados numéricos congruentes en todos los casos tratados, como se verá más adelante.

3.5. Aproximación parabólica (método de las probabilidades de colisión.

3.5.1. Colisiones múltiples

La ecuación de transporte puede resolverse, con ciertas hipótesis simplificadoras, mediante el método de las probabilidades de colisión en el combustible y moderador. G.W. Stuart y R.W. Woodruff /15, 16/ y Bonalumi /11/ han estudiado con detalle el problema aplicado a una barra combustible en el núcleo de un reactor, llegando a calcular el "factor de cuerpo negro", β , y la depresión de flujo en la barra.

La definición general del "factor de cuerpo negro", β , en una barra combustible es el siguiente:

$$\beta = \frac{\text{corriente neta en la superficie}}{\text{corriente de entrada en la superficie}} , \qquad (17)$$

ó de otro modo, la probabilidad para que un neutrón incidente en la barra quede absorbido en ella.

La magnitud β y el factor de "desventaja" F:

$$F = \frac{\Phi\ (R)}{\bar{\Phi}_v} \quad , \tag{18}$$

están ligadas por la expresión:

$$F = \Sigma_a\ R\ .\ \frac{2 - \beta}{\beta} \quad , \tag{19}$$

donde $\bar{\Phi}_v$ es el valor medio volumétrico del flujo en la pastilla combustible.

Según /14/ y /15/ , el "factor de cuerpo negro" es de la forma:

$$\beta = \frac{\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t}\ .\ Po(\ \Sigma_r R)}{1 - \frac{\Sigma_d}{\Sigma_t}\ Pc\ (\ \Sigma_t\ R)} \quad , \tag{20}$$

donde:

Po (Σ_t R) : Probabilidad para que un neutrón incidente sufra la primera colisión en la barra,

Pc (Σ_t R) : Probabilidad para que un neutrón nacido en la barra sea absorbido en ella /13/

Las magnitudes Po (Σ_t R) y Pc (Σ_t R) están relacionadas /15/ por la ecuación:

$$Po\ (\ \Sigma_t\ r) = \Sigma_t\ .\ \bar{l}\ [1 - Pc(\ \Sigma_t\ R)] \tag{21}$$

La magnitud $\bar{l} = \frac{4V}{S}$, siendo V y S el volúmen y la superficie de la geometría estudiada, toma el valor de $\bar{l} = 2R$ en el caso de un cilindro.

Sustituyendo el valor de $\bar{l}$ en (21) y operando con (20), se obtiene para β la expresión:

$$\beta = \frac{2\,(1 - c)\,\Sigma_t R\,[1 - Pc\,(\Sigma_t R)]}{1 - c\,.\,Pc\,(\Sigma_t R)}, \qquad (22)$$

donde

$$c = \Sigma_d / \Sigma_t$$

A un resultado concordante con el anterior llega Bonalumi /11/.

3.5.2. Absorción pura

En el caso hipotético límite de inexistencia total de difusión ($\Sigma_d = 0$ y $\Sigma_t = \Sigma_a$), todo neutrón que colisione en el interior de la barra será necesariamente absorbido por ella, por lo que el factor de cuerpo negro, aplicando la relación (22) para c = 0, es el siguiente:

$$\beta = 2\,\Sigma_a R\,[1 - Pc\,(\Sigma_a R)] \quad , \qquad (23)$$

A igual resultado se llega partiendo directamente de la probabilidad de absorción de un neutrón incidente isotrópicamente en el cilindro, $1 - \exp[-\Sigma_a\,.\,l\,(\theta, \psi)]$, donde θ y ψ son los ángulos de incidencia del neutrón y l el recorrido en el cilindro antes de escapar /17/ .

3.5.3. Ajuste parabólico

Es usual en el tratamiento de la depresión del flujo neutrónico en programas destinados al cálculo de temperatura de barras combustibles, el ajuste de dicha depresión mediante una

parábola de la forma siguiente:

$$\phi(r) = a_o + a_1 r^2 + a_2 r^4, \quad r \leq R, \tag{24}$$

donde a_o , a_1 y a_2 son coeficientes a determinar.

Esta representación analítica se ajusta con precisión suficiente tanto a las curvas teóricas obtenidas por los procedimientos de cálculos como a las curvas experimentales analizadas más adelante, § 4.1.

Estas consideraciones nos han permitido encontrar un procedimiento sencillo de carácter "semiempírico" para determinar la curva de ajuste (24), a partir del valor medio volumétrico del flujo $\bar{\Phi}_v$, imponiendo para la determinación de los coeficientes a_o, a_1 y a_2 las condiciones de contorno siguientes:

a) Normalización del flujo (escala relativa)

$$\phi(R) = 1$$

b) Valor medio volumétrico del flujo, $\bar{\phi}_v$: obtenido por colisiones múltiples, §3.5.1. operando con las expresiones 18, 19 y 22 y haciendo uso de la condición de normalización a), e igualando el valor medio volumérico del flujo (24):

$$\frac{1}{\pi R^2} \int_o^R \Phi(r)\, 2\pi r dr = a_o + a_1 \frac{R^2}{2} + a_2 \frac{R^4}{3}, \tag{25}$$

c) Forma de la curva tras varios ajustes experimentales:

$$\Phi'(r) \simeq 0{,}03 \ [1/cm], \qquad r \simeq 0{,}4 \times R$$

Esta condición traduce la forma aplanada de la curva de depresión en la zona central del combustible, de acuerdo con

ajustes experimentales en barras de uranio metálico de gran diámetro propias de los reactores de grafito-gas, como veremos en el apartado 4.1.

Además de esta condición, ha de cumplirse, obviamente, que la tangente de la curva sea positiva ó nula para todo valor del radio:

$$\phi'(r) \geq 0 \quad , \qquad r \leq R$$

Las condiciones a) y b) permiten expresar los coeficientes a_1 y a_2 en función de a_0 (a su vez, igual a $\phi(0)$). Finalmente, a_0 se determina asignándole valores en sentido decreciente a partir del valor $\bar{\phi}_v$, hasta cumplirse la condición c).

Para la resolución numérica de este formalismo matemático ha sido desarrollado el código FLUJO (Anexo), que calcula la distribución radial de flujo neutrónico y el valor medio volumétrico en la barra combustible. El código incluye, además, los formalismos de difusión, solución analítica de Bonalumi y absorción pura, permitiendo de este modo la comparación de los diferentes procedimientos de cálculo.

4. COMPARACION TEORICO-EXPERIMENTAL DE DEPRESION DE FLUJO EN BARRAS DE URANIO METALICO Y DE UO_2.

En este apartado se interpretan los resultados experimentales encontrados en la literatura especializada, relativos a la depresión de flujo térmico en barras de uranio metálico de reactores de grafito-gas, y en barras de UO_2, simuladas, de reactores refrigerados por agua. Los cálculos se han realizado con los modelos de WIMS, difusión, Bonalumi y colisiones múltiples (aproximación parabólica), descritos respectivamente en los apartados 3.1, 3.3, 3.4 y 3.5.

4.1. Barras de uranio metálico

Las características de las barras combustibles y las curvas experimentales de depresión de flujo neutrónico se contienen en los trabajos /14/ y /16/.

En la tabla 3 hemos expresado las magnitudes específicas del fenómeno de depresión de flujo, Σd, Σt, k, $\Sigma d/\Sigma t$, $\Sigma t.k$ y r^*, correspondientes a las barras combustibles estudiadas.

Como puede apreciarse, estas barras se caracterizan por su elevado radio y por sólo contener uranio natural en su composición, a diferencia de las barras de UO_2 y de UO_2-PuO_2 de los reactores LWR y rápidos, respectivamente, que son de radio reducido y alto enriquecimiento en material fisionable. Por otra parte, el elevado valor de $\Sigma d/\Sigma t$ y el reducido r* -del orden del radio de la barra-, convierten a las barras de uranio metal, a pesar de su enorme densidad, en las más difusoras, comparativamente a las de los reactores LWR y rápidos.

Los resultados de cálculo y su comparación con los experimentales se presentan en las Figs. 5, 6, 7 y 8. Los valores teóricos y experimentales se han normalizado a la unidad para el radio exterior del combustible.

De estas curvas pueden sacarse varias conclusiones de interés.

En primer lugar, la teoría de la difusión subestima el efecto de la depresión de flujo en todas las barras estudiadas.

En segundo lugar, la solución analítica de Bonalumi aproxima mejor que la difusión los resultados experimentales, como era de esperar, por tratarse de una solución más general de la ecuación de transporte para medios no demasiado absorbentes.

Finalmente, la aproximación parabólica se ha ajustado a las curvas experimentales después de conocer el valor medio del flujo en la barra, $\bar{\Phi}_V$, obtenido por la teoría de colisiones múltiples, tal como se indica en el apartado 3.5.3. Resultado de este ajuste ha sido el acotamiento de la tangente de la curva de flujo en la parte central de la barra para tener en cuenta el aplanamiento de la misma: $\Phi'(r) \cong 0{,}03$, para $r \simeq 0{,}4 \times R$. El gran acuerdo existente entre esta aproximación parabólica y los resultados experimentales es imputable, obviamente, a la precisión en la determinación del valor medio del flujo por el método de probabilidades de colisiones múltiples, procedimiento bastante eficaz para la resolución de la ecuación del transporte de neutrones en medios absorbentes.

4.2. Barras de UO_2 simuladas

Los escasos datos experimentales encontrados sobre depresión de flujo en barras de UO_2, se refieren no a combustible real, sino a barras simuladas con absorbentes neutrónicos /18/. Las pastillas se obtuvieron mezclando convenientemente seis compuestos químicos (Cl_3Dy, ClNa, PO_3K, NO_3Na y MgO) hasta conseguir un compuesto final de características similares al UO_2, respecto a las magnitudes neutrónicas:

$$\Sigma d, \quad \Sigma t \quad y \quad \overline{\cos \theta} \ .$$

La irradiación se llevó a cabo en un conjunto subcrítico, midiéndose los flujos neutrónicos en la superficie exterior y en el centro de la pastilla con detectores de Indio. Los factores de depresión $\Phi(0)/\Phi(R)$ obtenidos fueron corregidos posteriormente /19, 20/ para tener en cuenta la componente epitérmica del flujo.

Los valores experimentales de $\Phi(0)/\Phi(R)$ y calculados con las diferentes teorías, junto con las magnitudes típicas del fenómeno de depresión de flujo, $\Sigma d/\Sigma t$, $\Sigma t x R$ y r^*, se dan en la tabla 4 y en la Fig. 9.

En la curva experimental del factor de depresión $\Phi(0)/\Phi(R)$ en función del enriquecimiento, se constata un primer tramo de pendiente elevada entre 0 y 20% de enriquecimiento, y, un segundo de pendiente reducida para enriquecimientos superiores al 20%, alcanzándose una cierta "saturación" ($\simeq 0{,}4$) por encima del 50%.

En cuanto a los valores calculados con las diversas teorías hay que señalar una notoria dispersión entre los mismos, y, a su vez, entre éstos y los valores experimentales, particularmente para altos enriquecimientos, siendo los resultados WIMS-JEN los más acordes con los datos experimentales.

La teoría de difusión -no aplicable en ningún caso a los enriquecimientos de la experiencia- genera factores de depresión superiores a los experimentales hasta un 15% de enriquecimiento, e inferiores para enriquecimientos por encima del anterior, tal como se afirma en /19/. El formalismo analítico de Bonalumi y la aproximación parabólica dan factores de depresión inferiores a los experimentales en todos los casos.

Los valores $\bar{\Phi}_V$ calculados por colisiones múltiples, base de la aproximación parabólica, son inferiores a los valores experimentales para enriquecimientos superiores al 20%.

La ausencia de datos experimentales en barras de UO_2 reales no nos permite ir más lejos en la comparación con los modelos teóricos y dilucidar sobre la bondad de los mismos.

La tendencia a cierta "saturación" en el fenómeno de depresión del flujo no se presenta en ningún modelo teórico.

5. APLICACION A LAS VARILLAS DE UO_2-PuO_2 (15% al 30% PuO_2) DEL EXPERIMENTO IVO.

En el apartado 2 de este informe se dan los parámetros geométricos de diseño y la composición del combustible que han servido de base para el cálculo de la depresión de flujo.

La tabla 5 resume las magnitudes neutrónicas características para los distintos tipos de varillas combustibles.

El reducido valor de Σ_d / Σ_t, comprendido entre 3 y 6%, da una idea del carácter poco difusor y, por consiguiente, muy absorbente del combustible, lo que conduce a valores de r* desorbitadamente elevados; por su parte, K $[cm^{-1}]$ toma valores entre 4 y 7, particularmente elevados.

Esto desaconseja el empleo de la teoría de difusión para el cálculo de la depresión de flujo en las pastillas del experimento IVO; sin embargo, hemos optado por su utilización a título puramente comparativo, dada la tendencia de algunos autores a usar ese tipo de aproximación en barras de alto enriquecimiento.

Los resultados de los cálculos de depresión realizados con las teorías de difusión, Bonalumi, colisiones múltiples (aproximación parabólica), WIMS-KFK y Merkur, correspondientes a distintos contenidos en PuO_2 y tipos de plutonio, /21/, se expresan, numéricamente, en las tablas 6, 7 y 8 y, gráficamente, en las Figuras 10 a 16.

Se constata una cierta proximidad formal entre las curvas calculadas por WIMS-KfK y difusión tanto para 15% como 30% PuO_2, Figs. 10, 11, 12 y 13., circunstancia ésta ya manifestada en el caso de las barras de UO_2 hasta enriquecimientos del 15%, aproximadamente, Fig. 6.

De manera general, y sin que exista una sóla excepción, el programa WIMS-KfK calcula factores de depresión $\Phi(0)/\Phi(R)$ y valores medios $\bar{\Phi}_V$ inferiores a los dados por Bonalumi, colisiones múltiples (Aprox. parabólica) y Merkur. Por su parte, estos tres procedimientos dan valores muy similares entre sí en todos los casos estudiados. Dicho de otro modo: el programa multigrupo WIMS subestima el efecto de depresión de flujo térmico, respecto a los demás procedimientos de cálculo. El grado de desacuerdo existente es muy considerable, pudiéndose estimar entre 1/2 y 1/3 para las barras de 15% y 30% de PuO_2, respectivamente, en lo concerniente a factores de depresión, según se deduce de las tablas 6 y 7 y Figs. 10, 11, 12 y 13.

A la vista de la tabla 8 y las Figs. 14, 15 y 16, merece destacarse la concordancia reinante entre los resultados de Merkur y la aproximación parabólica propuesta en este trabajo. El procedimiento analítico de Bonalumi es igualmente concordante con los dos anteriores para las varillas combustibles con plutonio de los tipos 3, 4 y 5, para las que no existen cálculos con WIMS.

A falta, de momento, de datos experimentales expecíficos sobre depresión de flujo en barras de UO_2-PuO_2 irradiadas en reactores térmicos, es imposible sacar conclusiones sobre la bondad de los distintos métodos de cálculo y teorías empleadas.

6. CONSIDERACIONES FINALES Y CONCLUSIONES

Del estudio comparativo emprendido en este trabajo sobre las diferentes teorías y procedimientos de cálculo de la depresión de flujo neutrónico en el marco de la irradiación de barras combustibles de óxidos mixtos IVO-FR2-Vg7, puede concluirse, en primer lugar, que la teoría de difusión es aplicable con legitimidad a barras de bajo contenido en material fisionable como es el caso

de los de uranio metálico y de UO_2 de bajo enriquecimiento; sin embargo, no lo es a barras de UO_2 de alto enriquecimiento o a barras de UO_2-PuO_2 de reactores rápidos.

Los procedimientos de cálculo, códigos WIMS y MERKUR, y la aproximación parabólica propuesta en este trabajo son, en principio, extensibles a barras de cualquier contenido en material fisionable, dentro de las respectivas hipótesis restrictivas inherentes a cada método de cálculo.

Los tres métodos anteriores(WIMS, MERKUR, Aproximación parabólica) se han aplicado con éxito a las varillas combustibles del programa de irradiación IVO, de contenidos en PuO_2 comprendidos entre el 15% y el 30%, habiéndose puesto de manifiesto una gran disparidad de resultados entre el código multigrupo WIMS y los métodos Merkur y colisiones múltiples (aprox. parabólica). El primero calcula depresiones ostensiblemente inferiores a los otros dos, por otra parte, bastante acordes entre sí.

La mayor depresión de flujo de Merkur y colisiones múltiples (aproximación parabólica) respecto a WIMS-KfK, conduce a una disminución relativa de temperatura central del combustible de gran importancia cuantitativa, como se ha podido deducir de un estudio /22/ basado en los resultados proporcionados por el presente informe. En efecto, esta disminución relativa de la temperatura central del combustible IVO de 25% PuO_2, a la potencia nominal de 500 W/cm, es del orden de 150°C.

Entendemos que en el caso particular del experimento de irradiación IVO, la calidad de multigrupo del programa

WIMS frente a la de monogrupo -térmico- de Merkur y colisiones múltiples no debería jugar un papel demasiado decisivo en un reactor muy termalizado, como es el caso del FR2, que justifique las grandes diferencias en la depresión de flujo obtenidas.

Los datos experimentales encontrados en la literatura y analizados en este informe, inexistentes para barras de óxidos mixtos, y escasos para barras de UO_2 -y en este caso referentes a barras simuladas-, no han permitido concluir sobre la bondad de los diferentes métodos de cálculo empleados.

Estamos convencidos que la experiencia de irradiación IVO-FR2-Vg7 brinda una buena oportunidad para discernir sobre el tema de la depresión de flujo en barras fuertemente absorbentes. En este sentido, la enorme repercusión de la depresión de flujo en el perfil de temperatura de las pastillas y consiguientemente en la estructura del material combustible (porosidad, segregación de plutonio, granos columnares y equiaxiales, etc) ha de quedar reflejada en los análisis post-irradiatorios (ceramográficos, espectrométricos, y otros) a realizar en las celdas calientes del KfK, proporcionando información indirecta sobre la depresión de flujo real.

A su vez, y como consecuencia de este trabajo, se ha propuesto lleva a cabo medidas directas de la tasa de fisión radial de algunos productos de fisión mediante la técnica de microsonda.

Ante esta situación, la División de Elementos Combustibles ha iniciado el proyecto de fabricación e irradiación en el reactor JEN-1 de barras combustibles simuladas, dotadas de detectores de neutrones térmicos, que cubran distintos contenidos en átomos fisionables, tanto en barras de UO_2 típicas de los reactores LWR, como de UO_2-PuO_2 de los reactores rápidos reproductores.

ANEXO: Descripcion del código FLUJO

El código FLUJO ha sido desarrollado para el cálculo de la depresión radial de flujo neutrónico en barras combustibles. Aunque concebido para la resolución numérica del formalismo "semiempírico" basado en la teoría de las probabilidades de colisión, § 3.5.3, el código calcula, además, la depresión de flujo según la teoría de la difusión, método analítico de Bonalumi y absorción pura, determinando en todos los casos el valor medio volumétrico del flujo en la barra combustible, lo que permite la comparación de los diferentes métodos.

El programa trata combustibles compuestos por uranio y/ó plutonio metálicos o combinados con O, N y C, en forma de óxidos, nitruros ó carburos, simples ó mixtos, de la composición siguiente:

$$\alpha\ U_x A_y + (1-\alpha)\ Pu_z\ B_w \quad ,$$

pudiendo ser empleado para compuestos químicos cualesquiera, simplemente mediante la introducción directa de las secciones eficaces macroscópicas de absorción y difusión de los mismos.

DATOS DE ENTRADA

- Tarjeta de identificación de problema: 80 caracteres alfanuméricos.

- Tarjeta con los valores RAD, DENS y POR, formato (3G10.0)
  RAD: Radio de la pastilla combustible [cm]
  DENS: Densidad teórica del combustible [g/cm^3]
  POR : Fracción volumétrica de la porosidad [% DT]

- Tarjeta con los valores DELT y EOX. Formato (2G10.0).

  DELT: Factor de aplanamiento de la aproximación parabólica
  EOX : Si EOX = 1, ir a (1)

- Tarjeta con los valores ALFA, U, X, A, Y, PU, Z, B, W.

  ALFA: Fracción en peso del primer compuesto. Formato (G 0.0).

  U : Identificación del material fisil del primer compuesto. Formato (A2): U, Uranio, Pu, Plutonio.
  X : Estequiometría del elemento U. Formato (I2)
  A : Identificación del elemento combinado con U. Formato (A2) (O, Oxígeno; C, Carbono; N, Nitrógeno; Blanco, ausencia).
  Y : Estequiometría del elemento A. Formato (F4.2).
  PU : Identificación del material fisil del segundo compuesto. Formato (A2) (U, Uranio; Pu, Plutonio)
  Z : Estequiometría del elemento Pu. Formato (I2)
  B : Identificación del elemento combinado con Pu. Formato (A2) (O, Oxígeno; C, Carbono; N, Nitrógeno; Blanco, ausencia)
  W : Estequiometría del elemento B Formato (F4.2)

- Tarjeta con los valores VIU (2). Formato (2G10.0).
  VIU (2): Vector isotópico del uranio (% U235, % U238)

- Tarjeta con los valores VIPU (4). Formato (4G10.0)
  VIPU(4): Vector isotópico del Plutonio (% Pu 239, % Pu 240, % Pu 241, % Pu 242)

Fin

(1)

- Tarjeta con los valores SSGAT y SSGDT, Formato (2G10.0)
  SSGAT, SSGDT: Secciones eficaces macroscópicas de absorción y difusión $[cm^{-1}]$

Fin

SALIDA DE RESULTADOS

- Valores de flujo Ø para distintos radios de la pastilla para los diferentes métodos de cálculo: difusión (elemental, transporte), aproximación parabólica (probabilidad de colisión y absorción pura), método analítico de Bonalumi .

- Valores medios $\bar{\Phi}_v$ volumétricos del flujo en la pastilla para los diferentes métodos de cálculo.

REFERENCIAS

/1/ J.L. Otero de la Gándara, K. Kummerer, E. Bojarsky, H. Elbel, J. López Jiménez: Status of IVO-FR2-Vg7 - Experiment for Irradiation of Fast Reactor Fuel Rods, JEN 454, Madrid 1979.

/2/ H. Elbel. J. López Jiménez: Das Bestrahlungsexperiment FR2-KVE-Vg7, Voraussagen zum Brennstabverhalten, Comunicación privada, Diciembre 1979

/3/ D. Freund, M. Heck, O. Jacobi, F. Bauer, H.J. Ritzhaupt--Kleissl, D. Hanus: Auslegung. Spezification und Herstellung von Brennstabprueflingen der FR-2-Kapsel-Versuchsgruppe FR2-Vg7/II Comunicación privada, Abril 1981

/4/ J. López Jiménez, H.E. Haefner: Diseño de cápsulas de sodio--potasio de pared única para la irradiación de barras combustibles de reactores rápidos (Programa IVO-FR2-Vg7), JEN 460, 1979.

/5/ W. Comper: Berechnung des thermischen Flussverlaufes in 2-Kapselversionen mit Oxidbrennstoffen, Comunicación privada.

/6/ J. López Jiménez, J. Serrano Serrano: Diseño de la cápsula de irradiación IVO-FR2-Vg7-Versión 3 dotada de tubo anti-convección, R.127/79, Dic. 1979, Div. Metalurgia.

/7/ J.R. Askew, F. J. Fayers, P.S. Kemmskell: A General Description on the Lattice Code WIMS, Journal Brit. Nucl. Energy Soc., Octubre 1966.

/8/ C. Ahnert Iglesias; Programa WIMS-TRACA para el cálculo de elementos combustibles. Manual de usuario y datos de entrada. MEMO JEN/TCR/A, 79-08-Junio 1979.

/9/ Emilio Minguez: Div. de Técnología de Reactores, Comunicación privada.

/10/ L. Steinbock: Das Brennstab-Auslegung-und Uberwachungssystem MERKUR, KFK 2163, Septiembre 1975

/11/ R. Bonalumi: Neutron First Collision Probabilities in Reactor Physics, Energia Nucleare, Vol. 8, n°5, Mayo 1961, Pág. 326.

/12/ A. Jonsson: One-group Collision-probability Calculation for Annular Systems by the Method of Bonalumi, Reactor Science Technology (Journal of Nuclear Energy Parts A/B), Vol 17, 1963

/13/ K.M. Case, F. Hoffmann, G. Placzek: Introduction to the Theory of Neutron Diffusion, Volume I, Los Alamos Scientific Laboratory (1953).

/14/ R. Bonalumi: Theoretical Thermal Neutron Flux Shape in a Solid Cylindrical Rod, Energia Nucleare, Vol 8 n°1, Enero 1961.

/15/ G.W. Stuart: Multiple Scattering of Neutrons, Nuclear Science and Engineering, 2, 617-625 (1957).

/16/ G.W. Stuart, R.W. Woodruff: Method of Succesive Generations, Nuclear Science Engineering 3, 339-373 (1958).

/17/ K.H. Beckurts, K. Wirtz: Neutron Physics, Springer-Verlag, 1964, pág 249.

/18/ James E. Gibson, J.N. Anno: Thermal-neutron Flux Depression in Cylindrical UO_2 Fuel Rods, Nuclear Technology, Vol 45, Sept. 1979

/19/ Sullivan, R.P.: Comments on "Thermal-Neutron Flux Depression in Cylindrical UO_2 Fuel Rods",Nuclear Technology, Vol 50, Agosto 1980

/20/ James E. Gibson, J.N. Anno: Replyto "Comment on Thermal-neutron Flux Depression in Cylindrical UO_2 Fuel Rods", Nuclear Technology, Vol 50, Agosto 1980.

/21/ D. Freund: Comunicación privada, 11.12.1980

/22/ J. López Jiménez, J.L. Fernández Marrón: Influencia de la depresión de flujo neutrónico en el nivel de temperatura de las varillas combustibles del Experimento IVO-FR2-Vg7, Div. El. Comb. R.103/82, Abril 1982.

Tabla 1. Características de las varillas combustibles IVO-FR2-Vg7 y condiciones de irradiación

nº de Cápsula	Densidad g/cm^3	nº de varilla	Potencia lineal [w/cm]	Temperatura vaina [°C]	Pu/Pu+U [%]	Tipo Pu	Estequiometria O/M	Quemado % FIMA
159	10,26 10,26 9,94	12 13 15	450	520	24,65 24,60 24,82	3	1,97	6,5
160	10,26 10,44 10,44	14 20 18	200	600	24,60 30 30	↑	"	2
161	10,38 10,44 10,44	21 28 11	450	520	15 30 30		"	0,5
162	10,38 10,38 10,38	23 22 30	450	520	15 15 15		"	0,5
163	10,38 10,44 10,44	44 40 19	400	600	15 30 30	1 y 2	"	0,4
164	10,38 10,44 10,44	37 29 36	200	600	15 30 30	↓	"	0,4
165	10,45 10,46 10,65	79 74 82	500	565	24,44 24,44 23,70	4 " 5	1,936 1,959 1,960	1
166	10,47 10,44 10,67	66 72 82	500	565	24,44 24,44 23,70	4 " 5	1,959 1,959 1,960	2,7
167	10,65 10,45 10,45	78 60 53	500	565	23,70 24,44 24,44	5 4 "	1,960 1,936 1,936	1
168	10,65 10,65 -	77 81 AmO_2	300	565	23,70 23,70 50% AmO_2	5 " -	1,960 1,960 -	1,5

TABLA 2. COMPOSICION ISOTOPICA DEL PLUTONIO

Tipo de Plutonio					
Isótopo	1	2	3	4	5
Pu-239	93,06	74,14	90,50	66,08	56,87
Pu-240	6,32	21,45	8,51	23,09	32,95
Pu-241	0,60	3,40	0,87	7,06	6,53
Pu-242	0,02	1,01	0,08	2,84	3,37

TABLA 3. CARACTERISTICAS DE LAS BARRAS DE URANIO METALICO Y PARAMETROS NEUTRONICOS

Radio [cm]	Σ_d [cm^{-1}]	Σ_t [cm^{-1}]	K [cm^{-1}]	Σ_d/Σ_t	Σ_t.R	r * [cm]	Referencia
1,3	0,3236	0,7223	0,675	0,448	0,9389	3,72	/14/
1,69	0,3236	0,7223	0,675	0,448	1,2200	3,72	/16/
2,13	0,3236	0,7223	0,675	0,448	1,5401	3,72	/16/
2,44	0,3236	0,7223	0,675	0,448	1,7638	3,72	/16/

Tabla 4. Factor de depresión y valores medios de flujo en pastillas de UO_2 simuladas para diferentes enriquecimiento.

Radio [cm]	Enrique-cimiento [%]	Σ_d [cm^{-1}]	Σ_t [cm^{-1}]	Σ_{d/Σ_t}	Σ_t R	r^* [cm]
0,48	5	0,407	1,255	0,324	0,602	11,8
"	10	0,418	2,040	0,205	0,979	263,4
"	15	0,418	2,843	0,147	1,364	$8,81 \times 10^{3}$
"	20	0,424	3,638	0,116	1,746	$2,41 \times 10^{5}$
"	50	0,460	8,426	0,055	3,370	$2,99 \times 10^{13}$
"	75	0,490	12,441	0,039	5,971	$2,81 \times 10^{19}$
"	100	0,520	16,478	0,031	7,909	$6,29 \times 10^{24}$
0,32	15	0,418	2,843	0,147	0,909	$8,81 \times 10^{3}$
"	100	0,520	16,478	0,031	5,272	$6,29 \times 10^{24}$

Tabla 4. (Continuación) Factor de depresión y valores medios de flujo en pastillas de UO_2 simuladas para diferentes enriquecimiento.

Radio [cm]	Enriquecimiento [%]	$\bar{\phi}_v$			
		Difusión	Bonalumi	Colisiones multiples	Absorción pura
0,48	15	0,958	0,853	0,8669	0,703
"	10	0,896	0,726	0,737	0,608
"	15	0,82	0,62	0,622	0,523
"	20	0,747	0,534	0,5275	0,451
"	50	0,430	0,288	0,2519	0,222
"	75	0,308	0,216	0,172	0,160
"	100	0,240	0,181	0,131	0,123
0,32	15	0,893	0,704	0,718	0,626
"	100	0,343	0,238	0,192	0,182

Tabla 4. (Continuación) Factor de depresión y valores medios de flujo en pastillas de UO_2 simuladas para diferentes enriquecimiento.

Radio [cm]	Enriquecimiento [%]	Ø (O)/Ø (R)					
		Experimental	Exp. corregido	Difusión	Bonalumi	Aproximación parábolica	WIMS-JEN
0,48	5	0,86	0,84	0,916	0,746	0,74	0,89
"	10	0,73	0,68	0,796	0,540	0,55	0,81
"	15	0,64	0,58	0,658	0,379	0,38	0,75
"	20	0,57	0,49	0,522	0,261	0,24	0,70
"	50	0,47	0,38	0,086	0,025	$<0,01$	0,47
"	75	0,45	0,35	0,016	0,003	$<0,01$	0,36
"	100	0,43	0,33	0,003	$<0,001$	$<0,01$	0,28
0,32	15	0,81	0,78	0,790	0,506	0,52	0,78
"	100	0,50	0,41	0,029	0,008	$<0,01$	0,34

Tabla 5. Parámetros neutrónicos de las varillas UO_2PO_2 del experimento IVO

Radio cm	Pu/Pu+U %	Σ_d [cm^{-1}]	Σ_t [cm^{-1}]	χ [cm^{-1}]	Σ_d/Σ_t	Σ_t R	r^* [cm]	Tipo de plutonio
0,32	15	0,396 0,394	3,906 3,525	3,906 3,525	0,101 0,112	1,243 1,128	$2,93\times10^{7}$ $5,19\times10^{5}$	1 2
0,32	30	0,3932 0,387	7,126 6,472	7,126 6,472	0,0559 0,0597	2,280 2,071	$2,39\times10^{13}$ $1,60\times10^{12}$	1 2
0,32	23,7	0,386	4,696	4,696	0,0822	1,502	$2,43\times10^{8}$	5
0,32	24,4	0,390	5,236	5,236	0,0744	1,675	$2,79\times10^{9}$	4
0,32	25	0,397	6,084	6,084	0,0652	1,946	$1,04\times10^{11}$	3

Tabla 6. Flujo medio $\bar{\phi}_v$ y factor de depresión $\phi(0)/\phi$ (R) en una varilla IVO de UO_2-PuO_2 (15% PuO_2) según diferentes teorías

	$\bar{\phi}_v$		ϕ (0)/ϕ (R)	
Tipo de Pu	1	2	1	2
Difusión Fórmulas 2 y 5	0,839	0,869	0,708	0,744
Bonalumi $\oint$ 3.4	0,642	0,662	0,408	0,442
Aprox. Parabólica $\oint$ 3.5.3	0,641	0,675	0,40	0,46
Código WIMS-KfK /5/	0,819	0,832	0,725	0,77

Tabla 7. Flujo medio $\bar{\phi}_v$ y factor de depresión $\phi(0)/\phi(R)$ en una varilla IVO de UO_2-PuO_2 (30% PuO_2) según diferentes teorías.

	$\bar{\phi}_v$		$\phi(0)/\phi(R)$	
Tipo de Pu	1	2	1	2
Difusión fórmulas 2 y 5	0,649	0,689	0,360	0,418
Bonalumi § 3.4	0,43	0,463	0,14	0,174
Aprox. parabólica § 3.5.3	0,417	0,451	0,10	0,13
Código WIMS-KfK /5/	0,643	0,608	0,410	0,47

Tabla 8. Flujo medio $\overline{\phi}_v$ y factor de depresión ϕ (0) / ϕ (R) en varillas IVO según diferentes teorías.

	23,7 % Pu,Tipo 5		24,4 % Pu, Tipo 4		25 % Pu, Tipo 3	
	$\overline{\phi}_v$	(0)/ (R)	$\overline{\phi}_v$	ϕ (0)/ϕ (R)	$\overline{\phi}_v$	ϕ (0)/ϕ (R)
Difusión Fórmulas 2 y 5	0,795	0,607	0,761	0,546	0,708	0,456
Bonalumi $\oint$ 3.4	0,567	0,305	0,531	0,26	0,482	0,196
Aprox. parabólica $\oint$ 3,5.3.	0,571	0,31	0,530	0,25	0,474	0,17
Merkur /3,21/	0,523	0,279	0,473	0,231	0,501	0,17

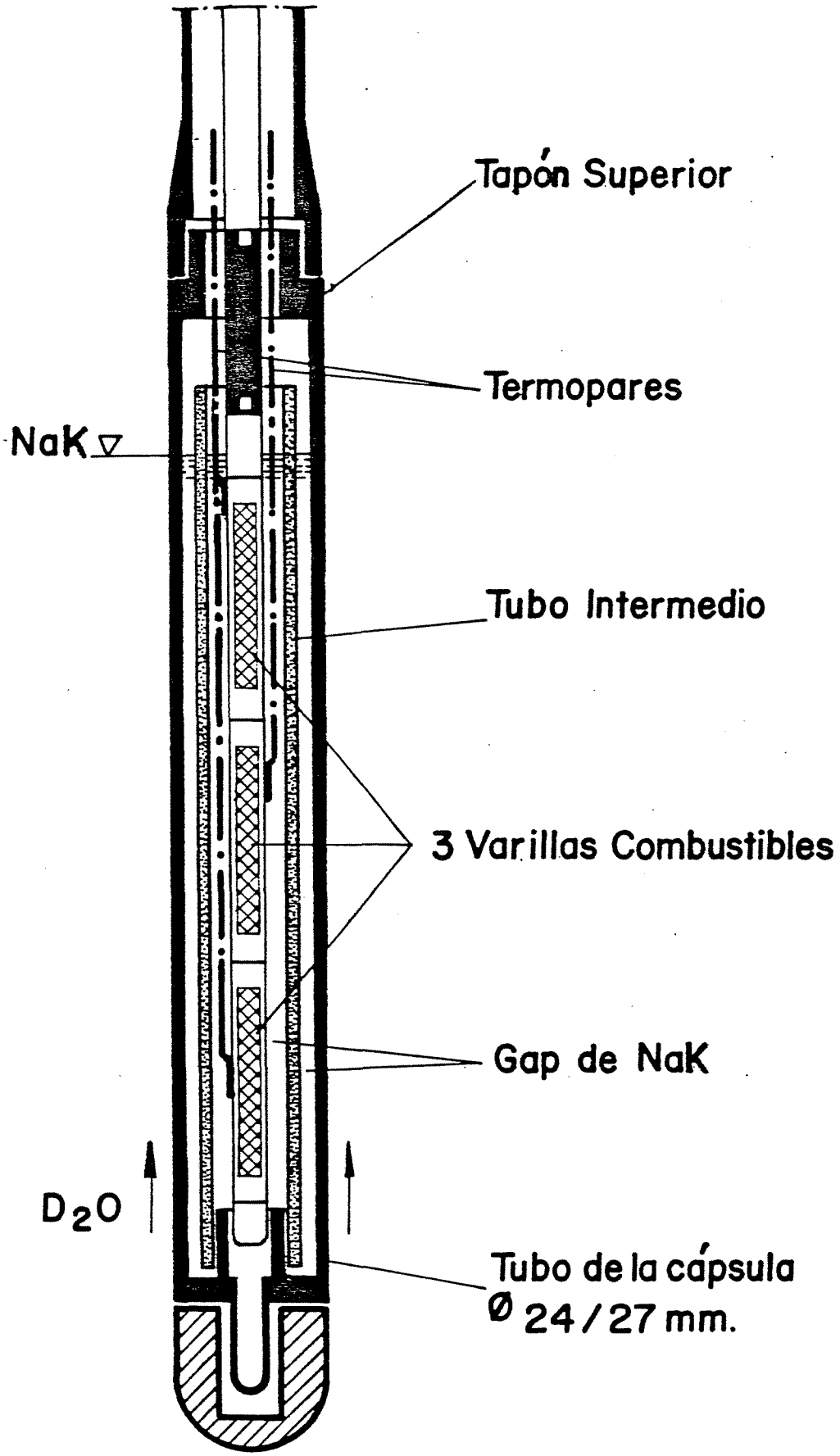
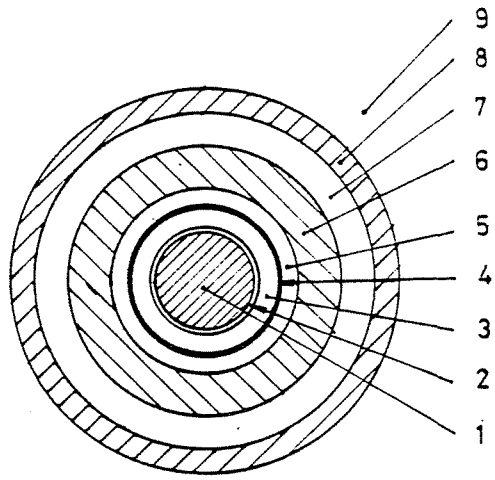


Fig. 1 – Esquema de Cápsula de irradiación del tipo IVO-FR 2-Vg 7

1 **Pastilla Combustible** 6,4 ø
2 **Vaina** (Ac. Inox.) 7,6 ø 0,5
3 **Na K** gap de 1,2 5
4 **Tubo Anticonvección (Ac. Inox.)** 10,5 × 0,2
5 **Na K** gap de 1,25
6 **Tube Intermedio (Zy-2)** 19 ø × 0,2
7 **Na K** gap de 2,5
8 **Tubo de la Cápsula (Ac. Inox.)** 27 ø × 1,5
9 **Canal Refrigerante** D_2O **(50° C)**

LEYENDA



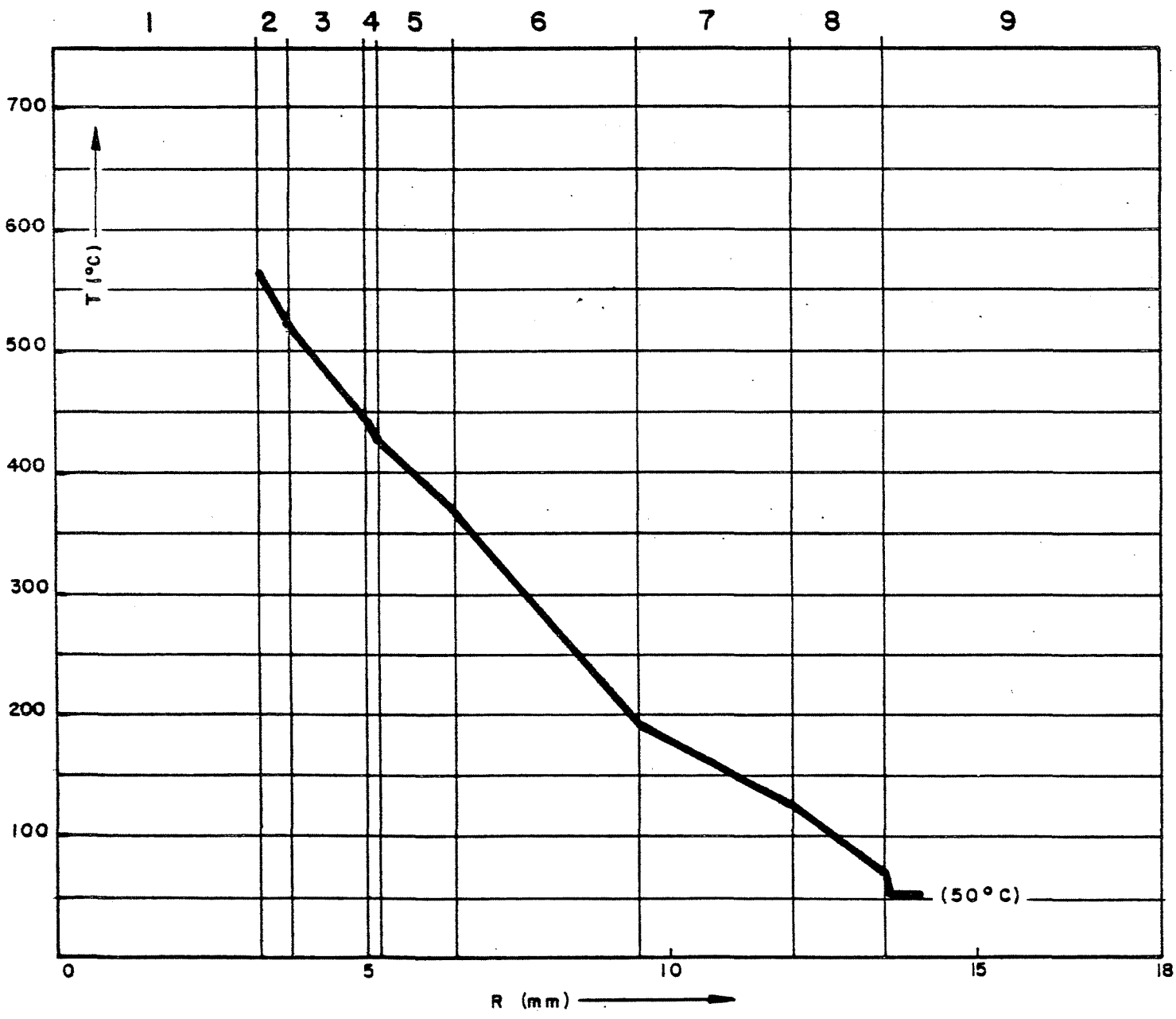


Fig. 2 **Distribución de Temperaturas en la Cápsula** $\chi = 450$ w/cm. **(Versión I)**

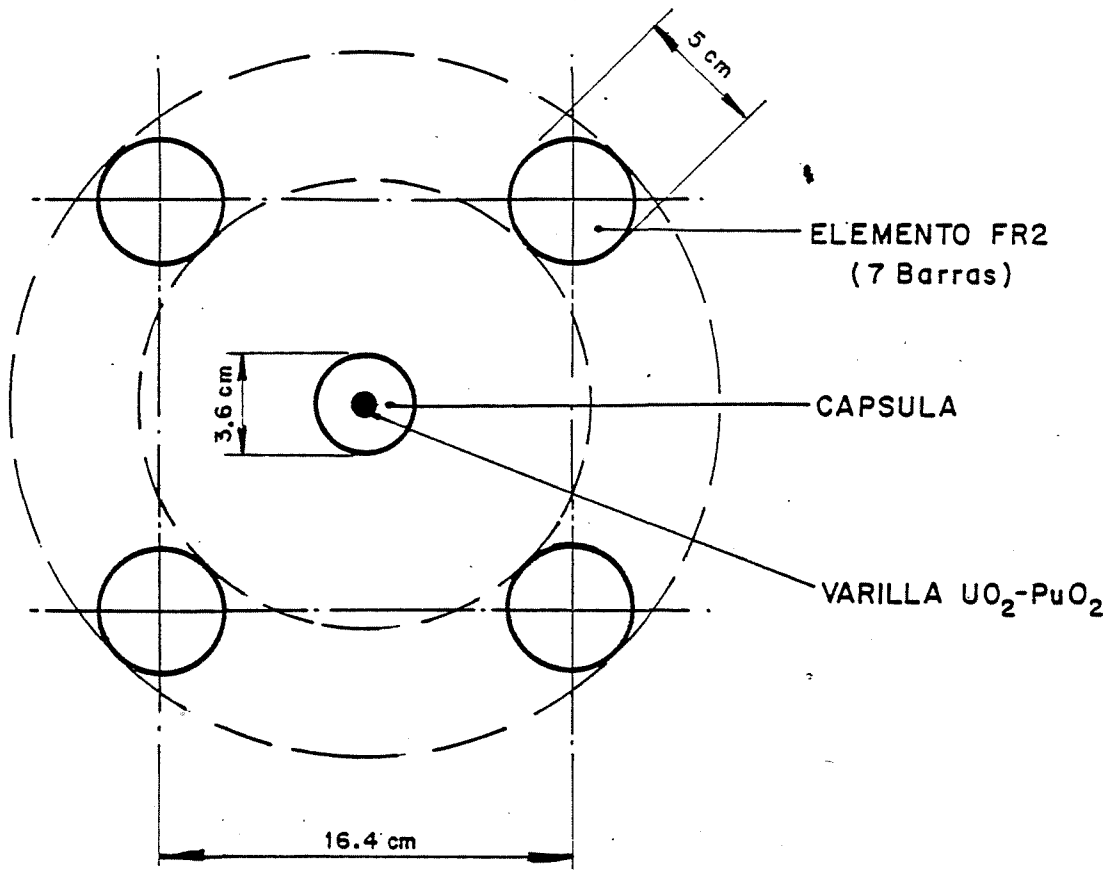


FIG. 3: ESQUEMA WIMS-KfK DE LA CAPSULA DE IRRADIACION IVO-FR2-Vg7 ENTRE 4 ELEMENTOS COMBUSTIBLES.

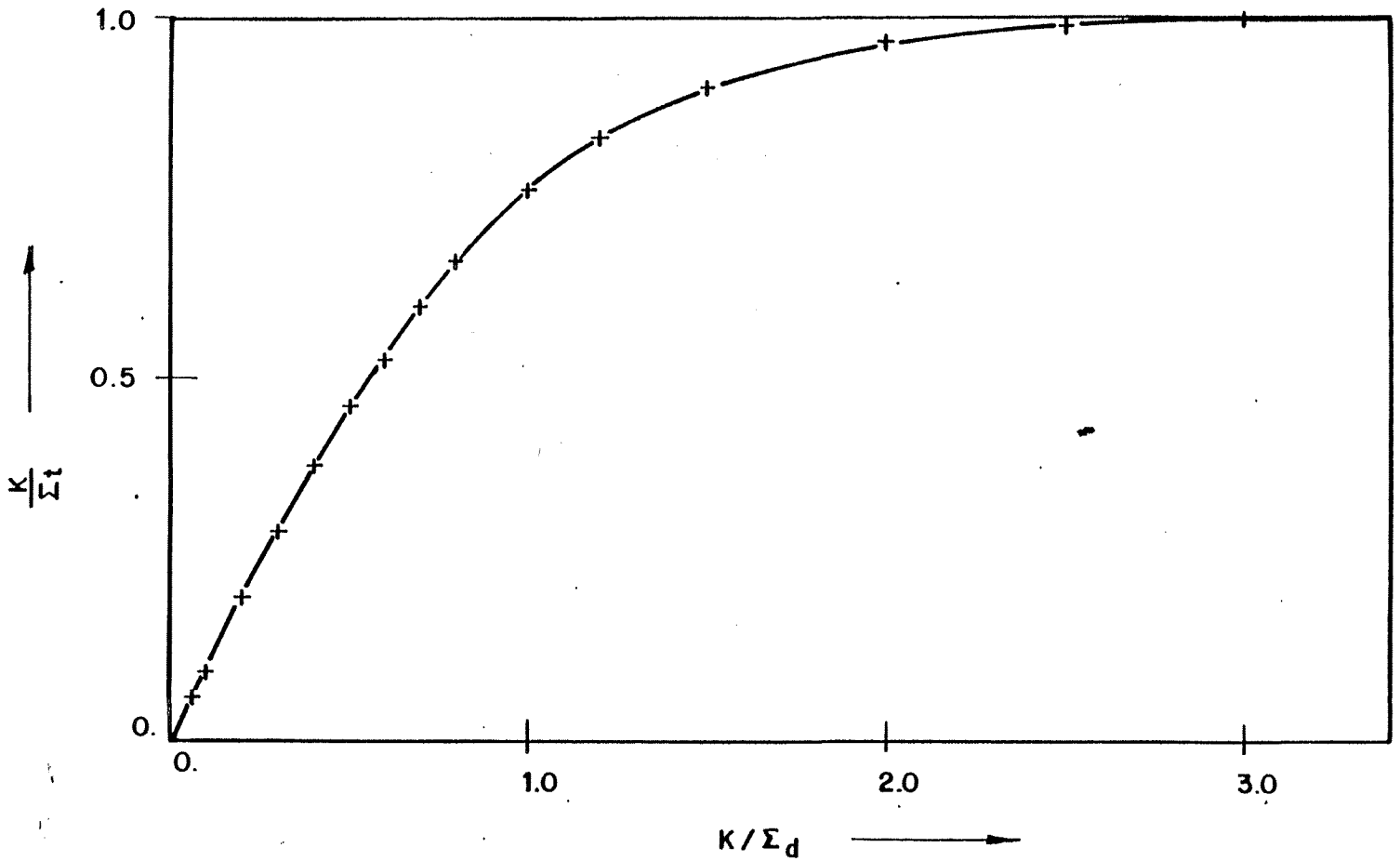


FIG. 4 : SOLUCION GRAFICA DE LA ECUACION TRASCENDENTE: $K/\Sigma t = tgh \frac{K}{\Sigma d}$

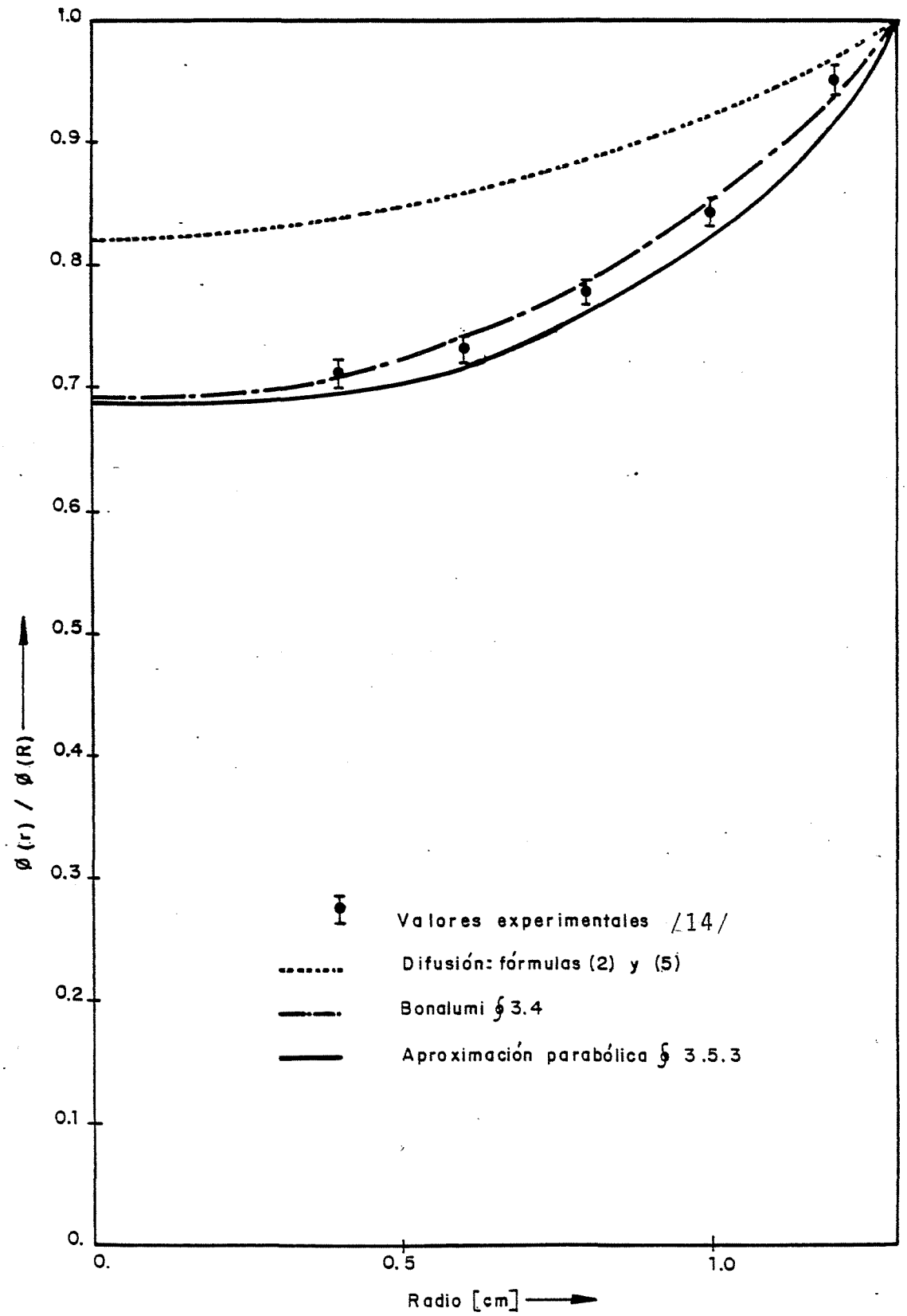


FIG. 5: DEPRESION DE FLUJO EN UNA BARRA DE URANIO METALICO DE 1.3 cm DE RADIO

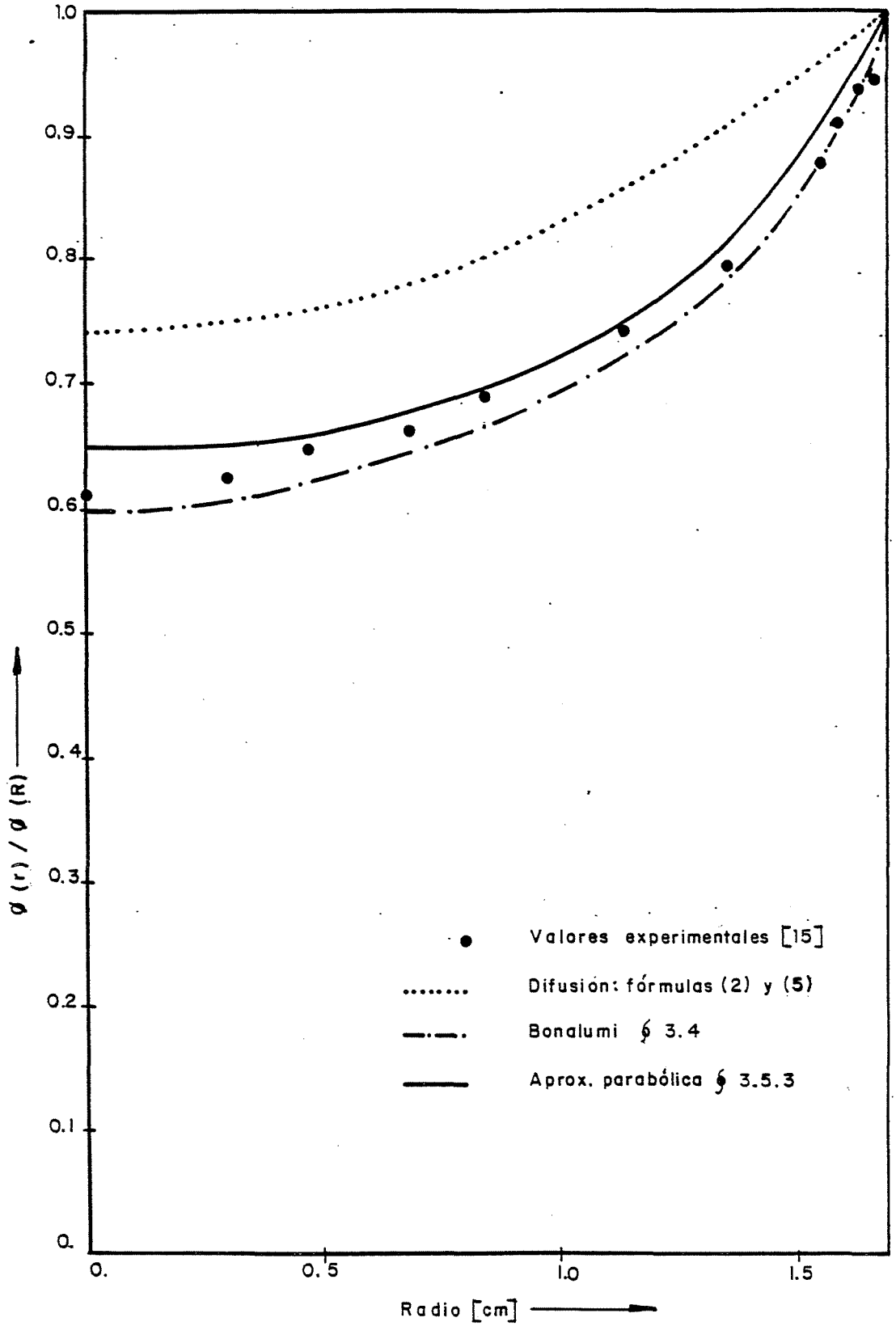


FIG. 6: DEPRESION DE FLUJO EN UNA BARRA DE URANIO METALICO DE 1.69 cm DE RADIO.

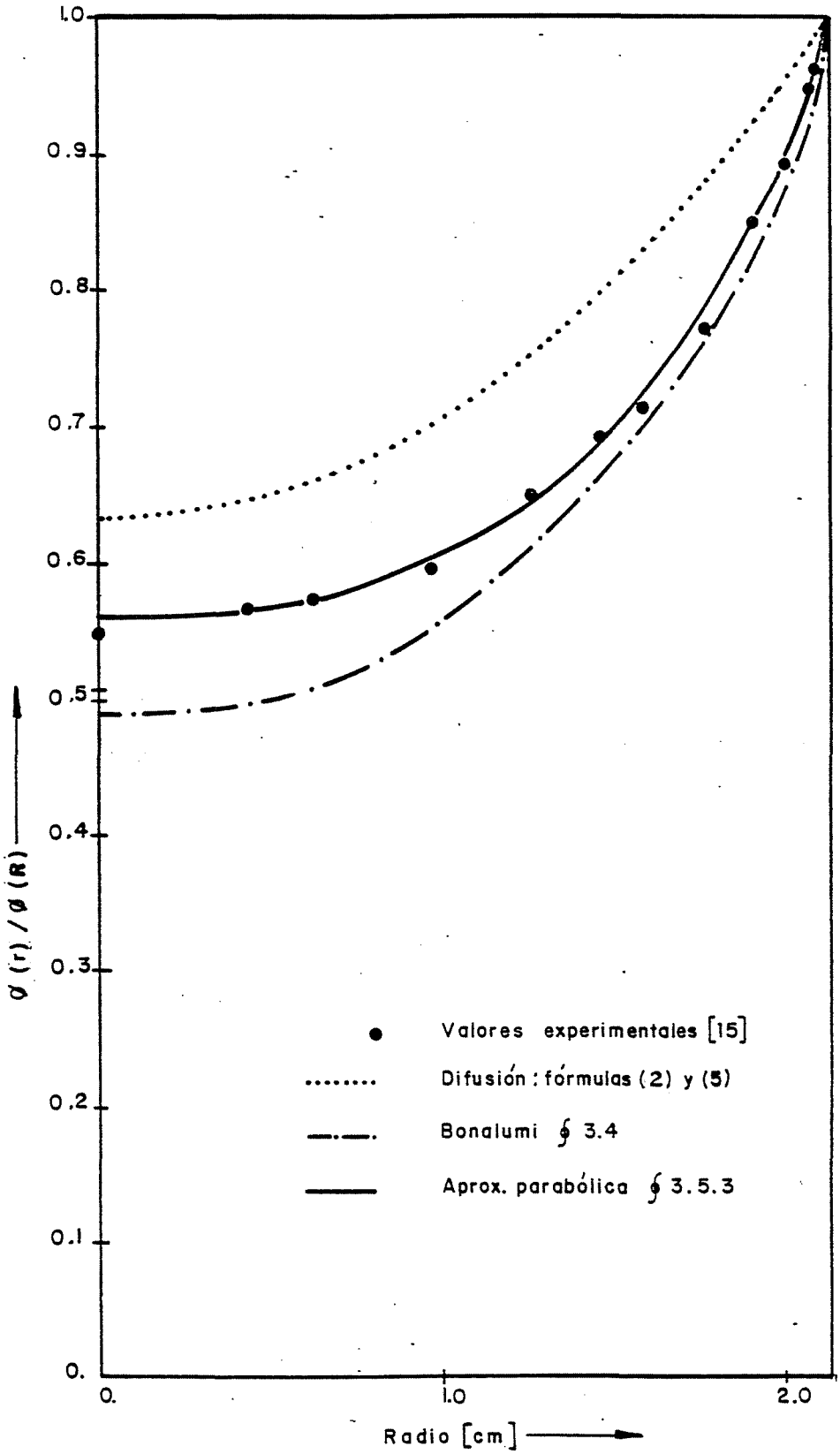


FIG. 7: DEPRESION DE FLUJO EN UNA BARRA DE URANIO METALICO DE 2.13cm DE RADIO.

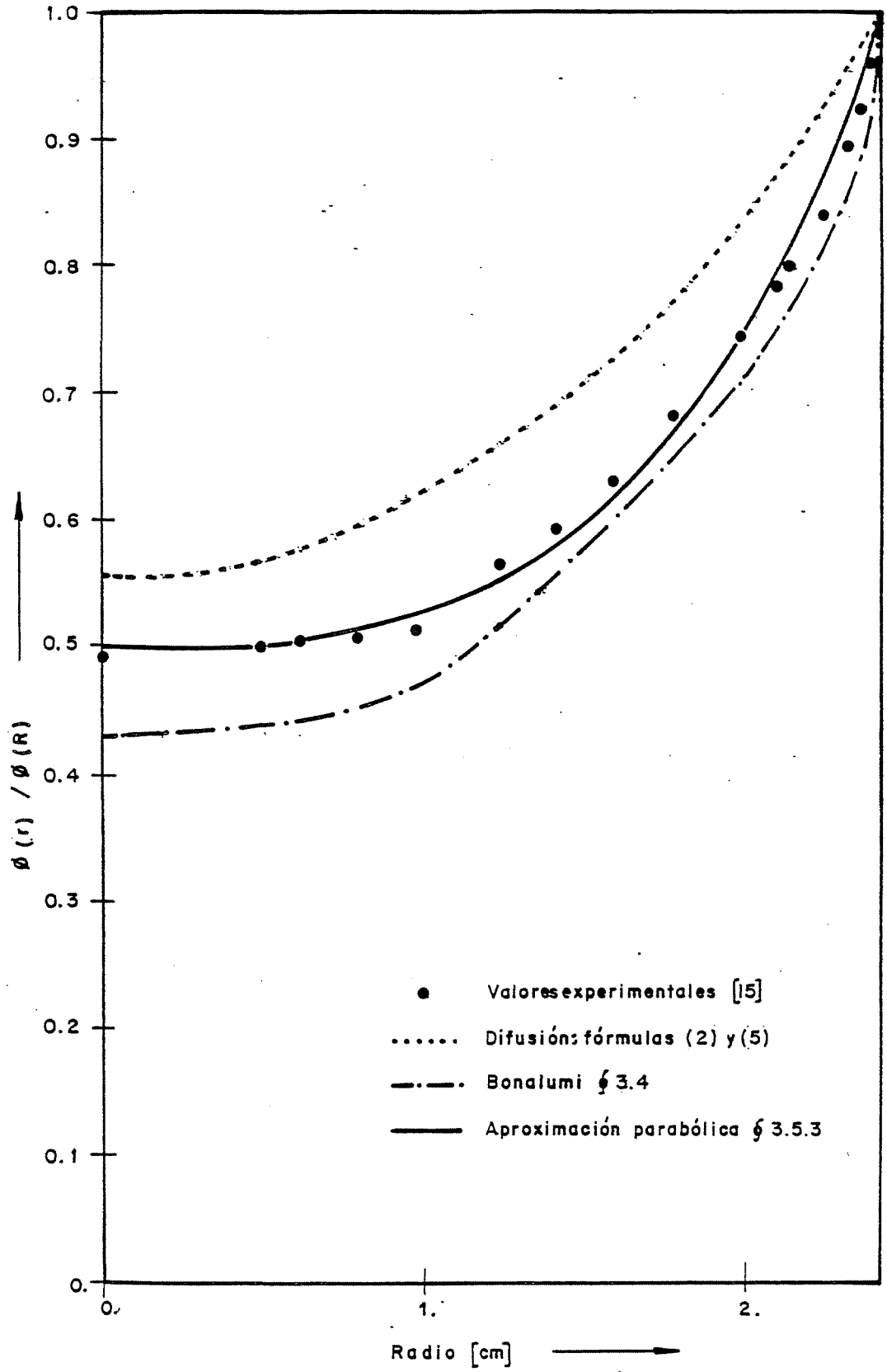


FIG. 8 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA BARRA DE URANIO METALICO DE 2.44 cm DE RADIO.

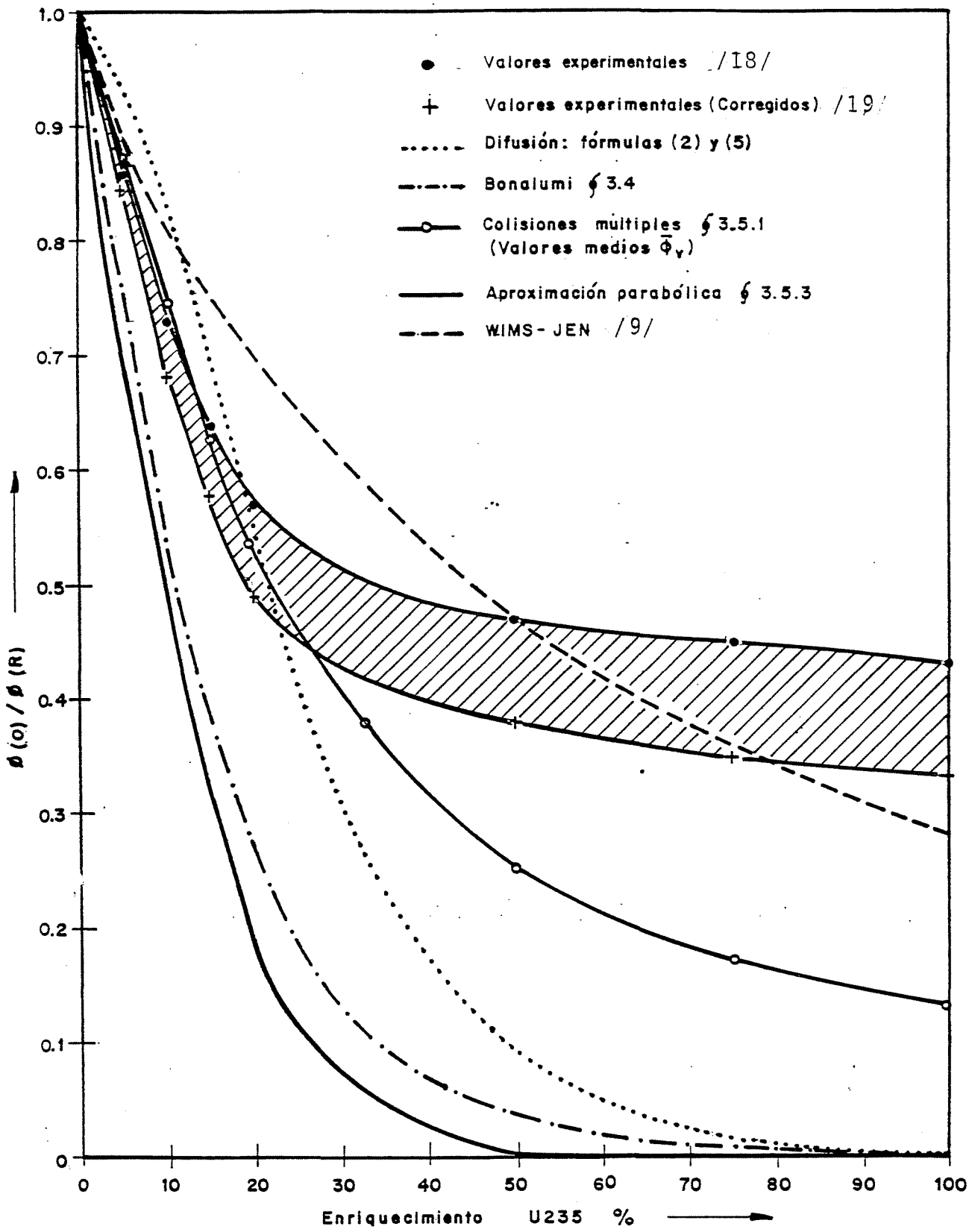


FIG. 9: FACTOR DE DEPRESION DE FLUJO EN BARRAS DE UO_2 (simuladas) DE 0.48 CM DE RADIO

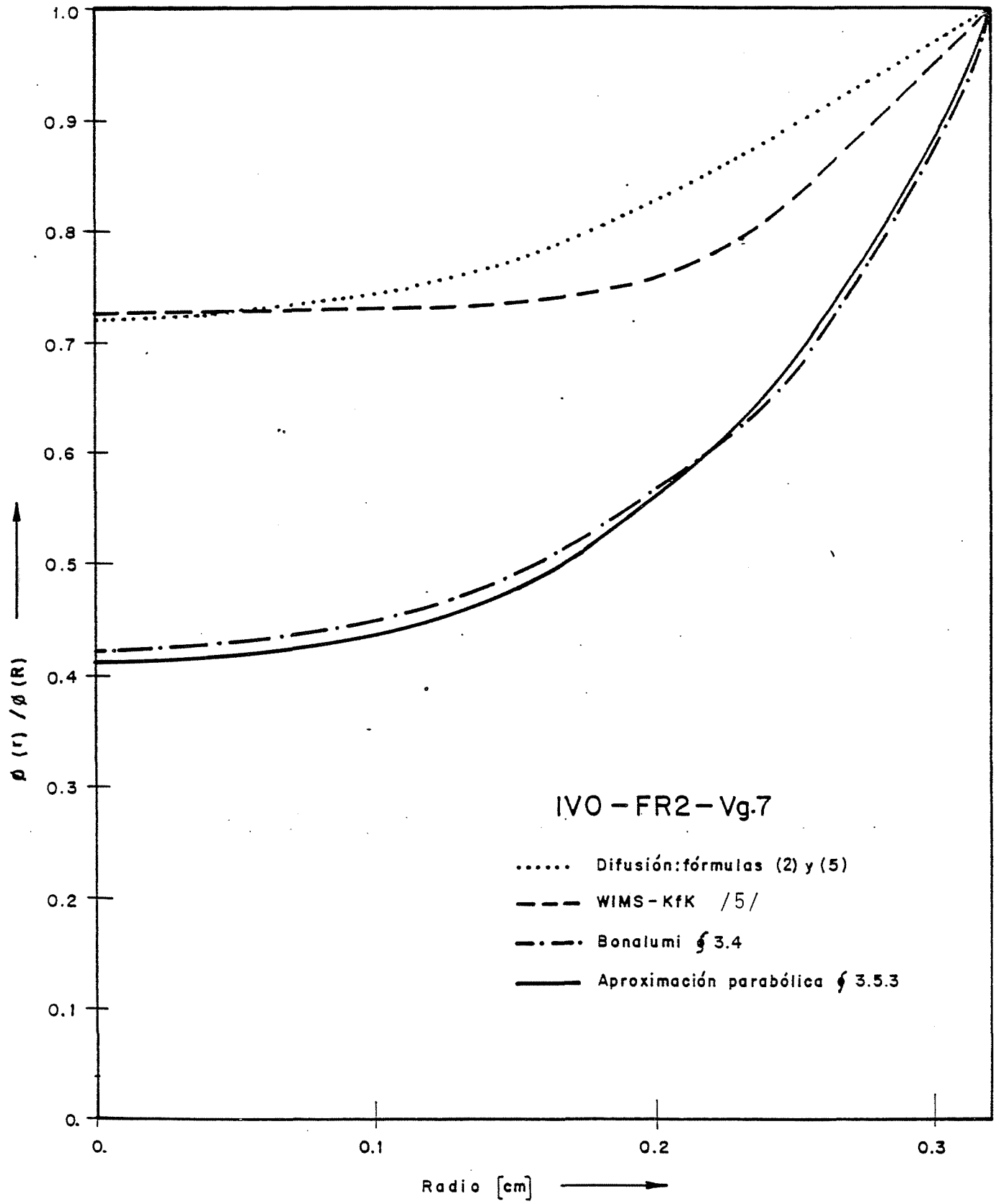


FIG.10 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2-PuO_2
(15% PuO_2, Tipo de Plutonio 1)

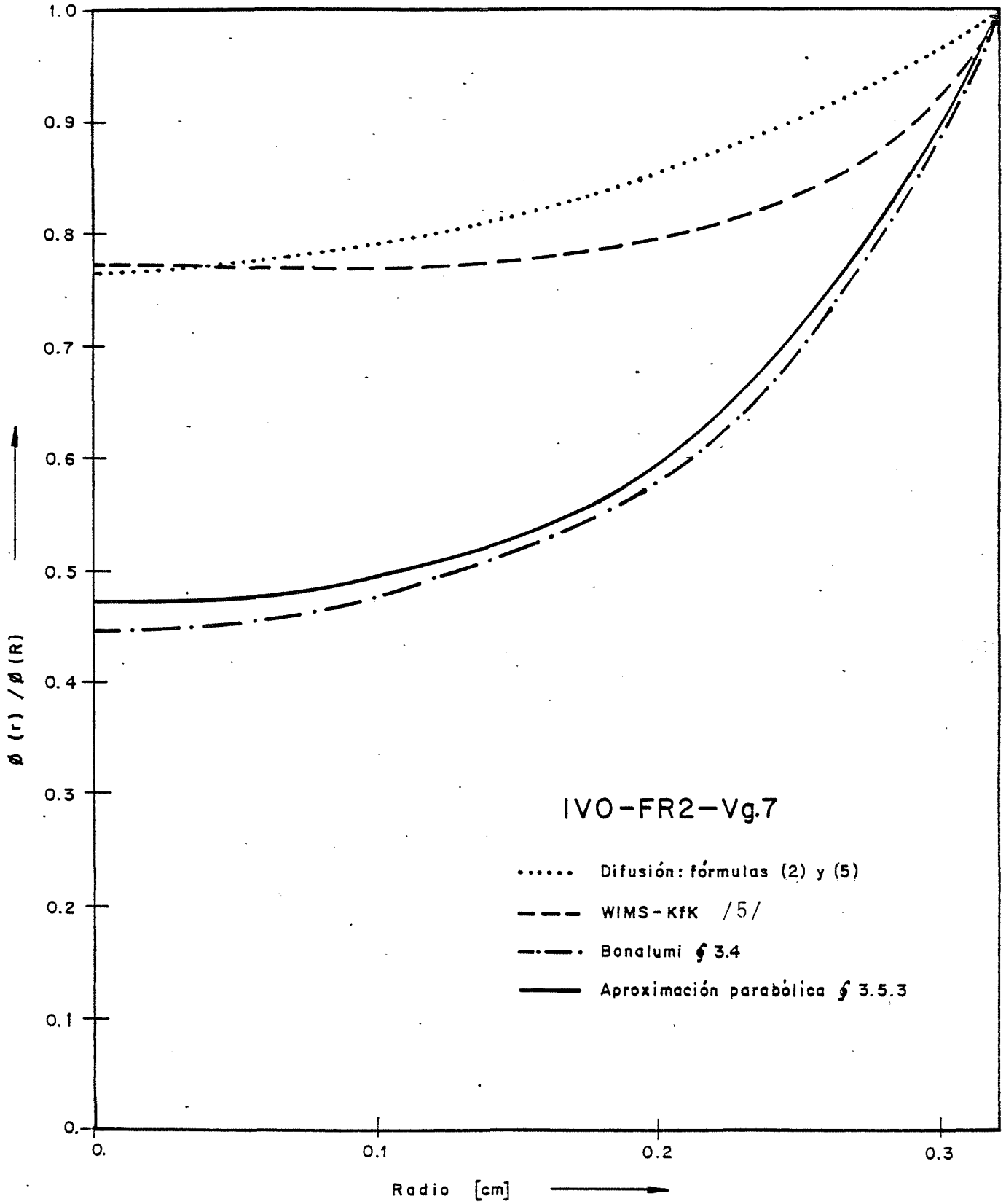


FIG.11 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2-PuO_2 (15% PuO_2, Tipo de Plutonio 2)

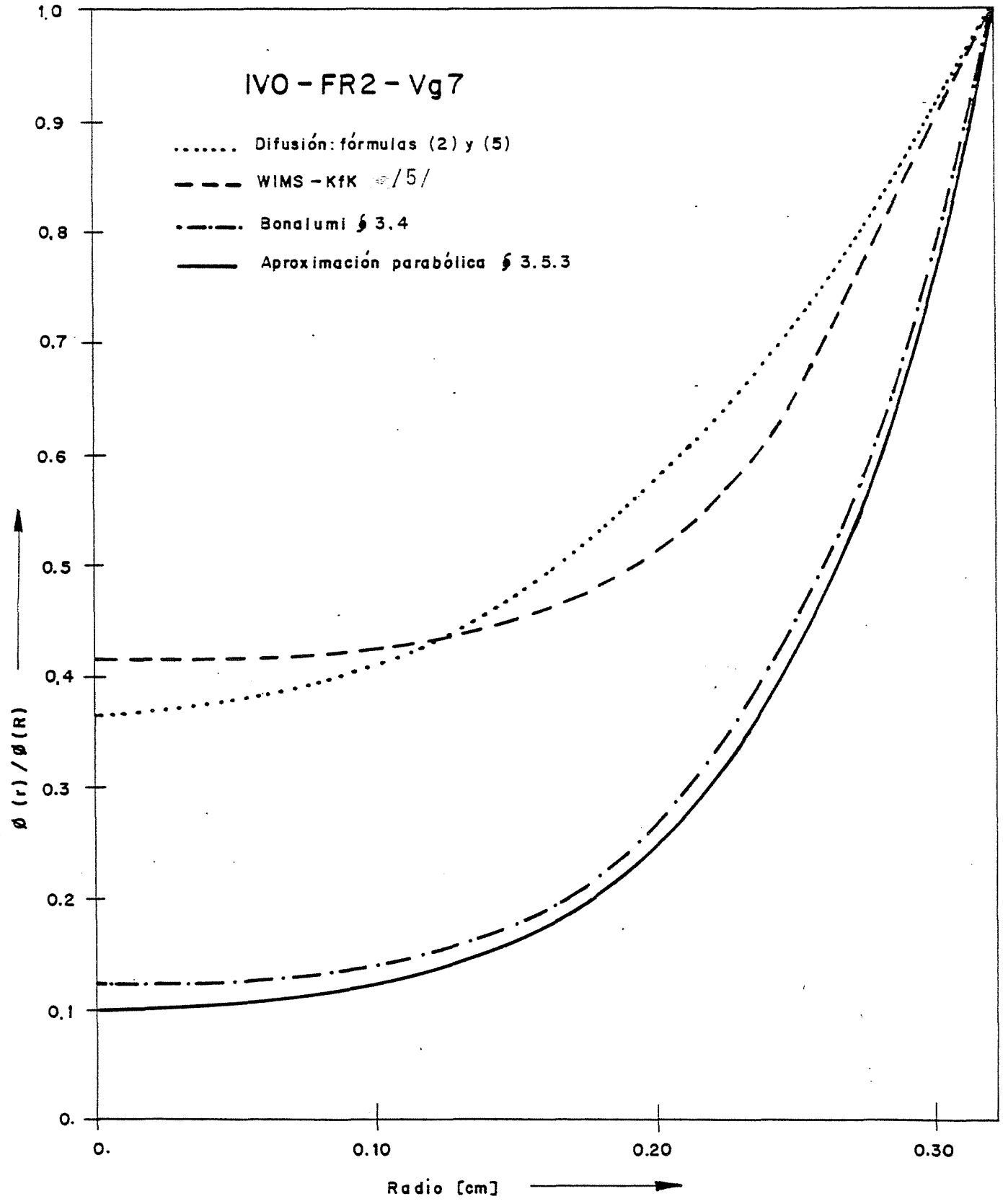


FIG. 12: DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2 - PuO_2 (30% PuO_2, Tipo de Plutonio 1)

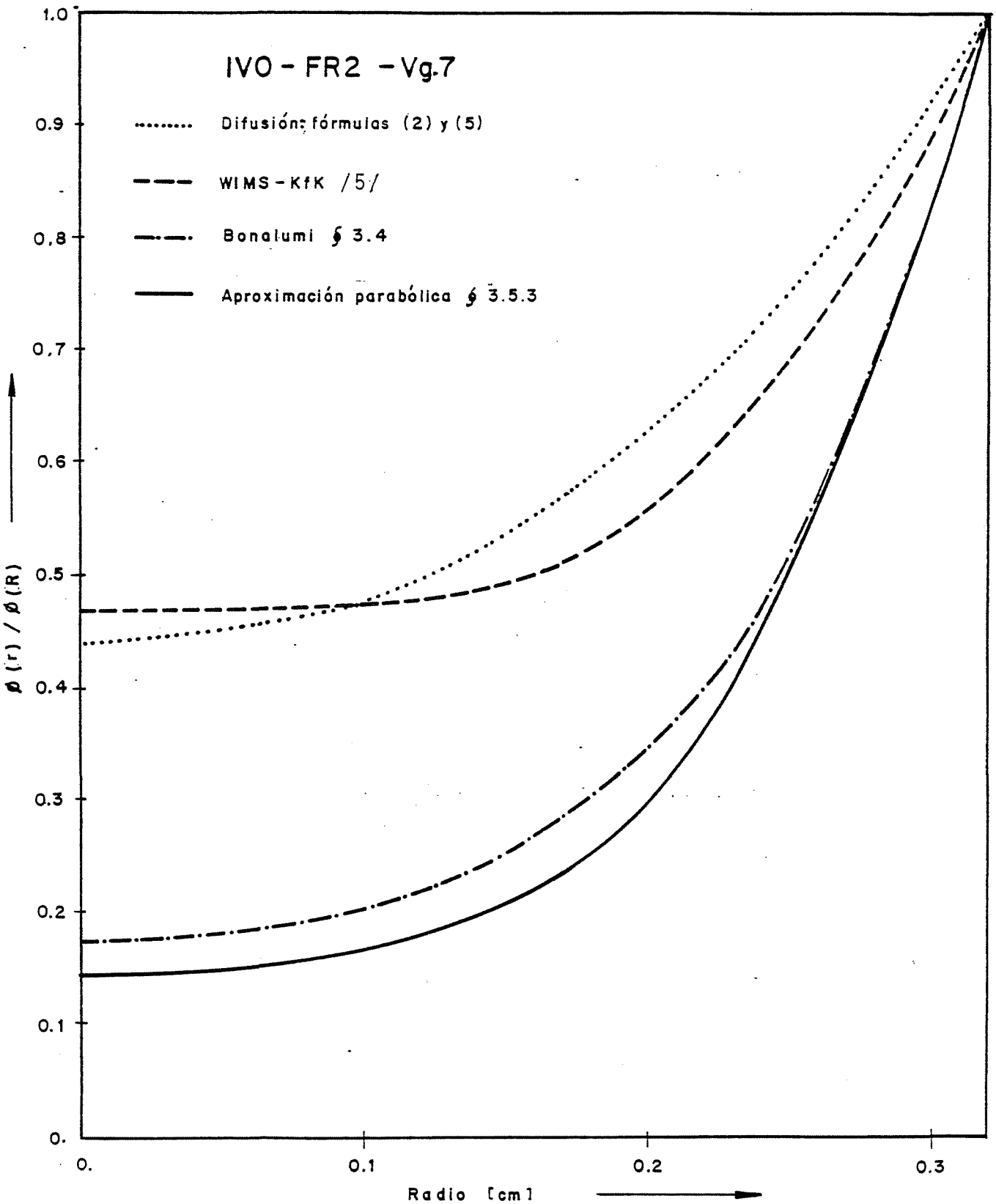


FIG. 13 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2 - PuO_2 (30% PuO_2, Tipo de Plutonio 2)

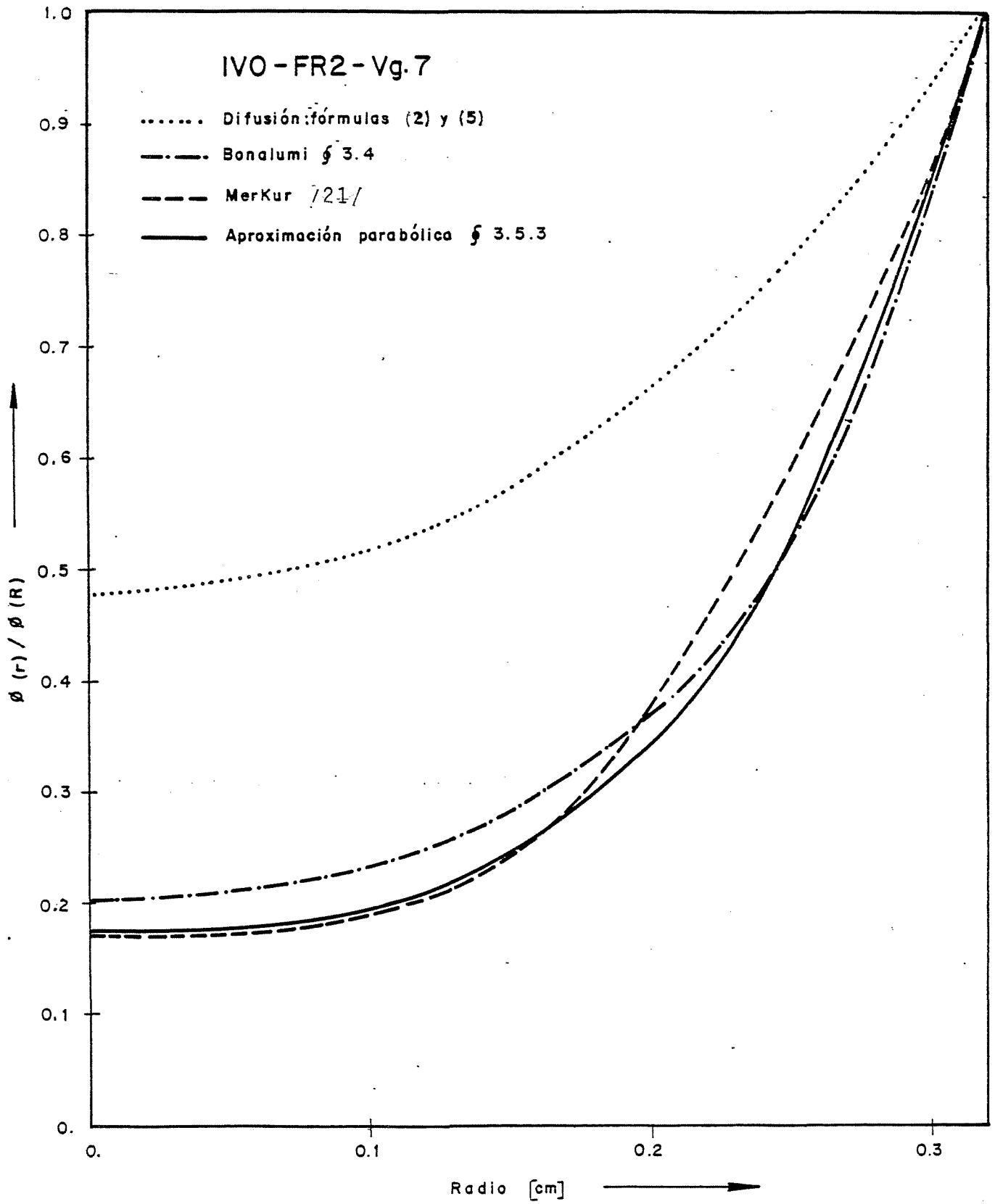


FIG. 14 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2 - PuO_2
(25% PuO_2, Tipo de Plutonio 3)

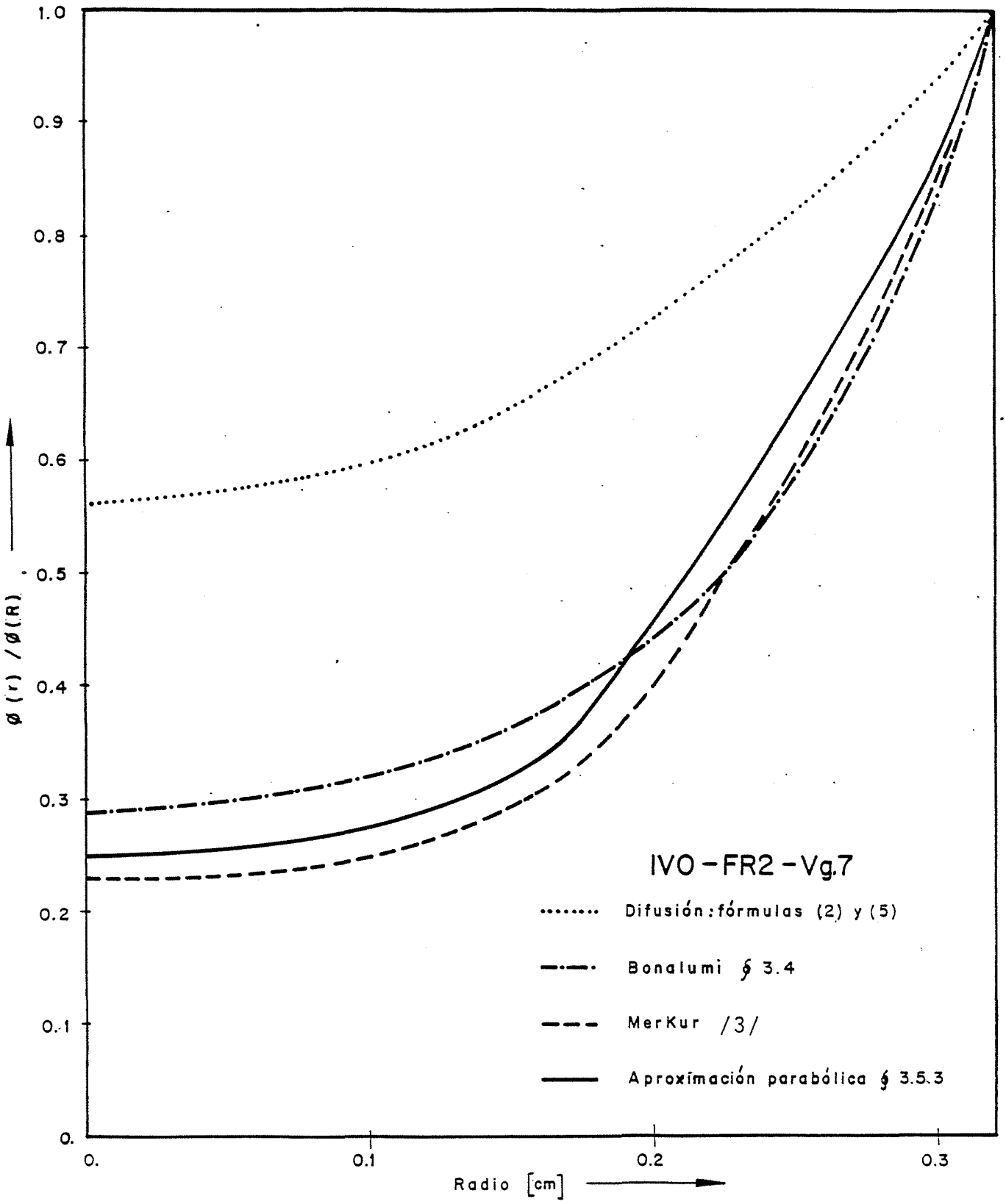


FIG. 15 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2 - PuO_2
(24.4% PuO_2, Tipo de Plutonio 4)

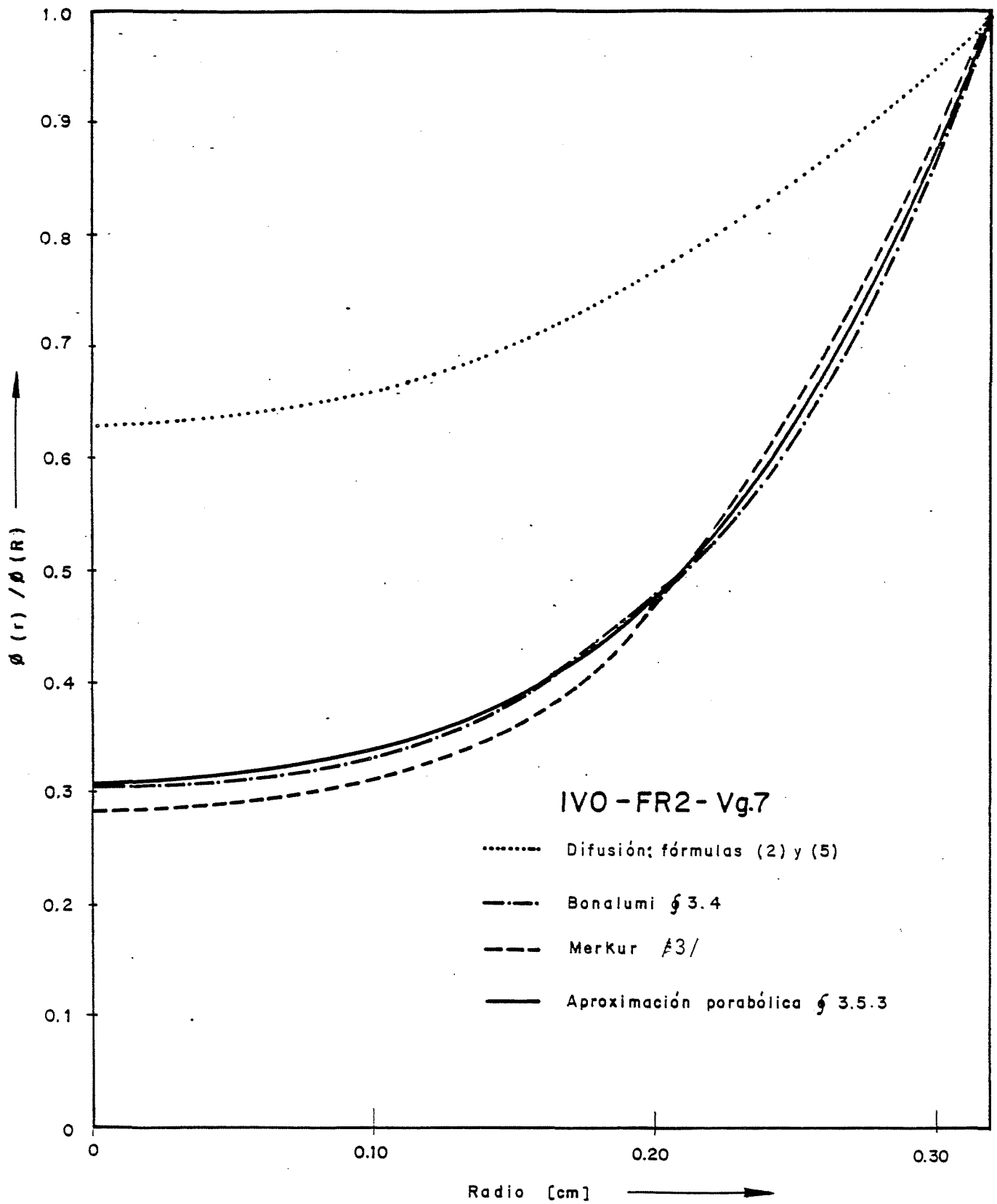


FIG. 15 : DEPRESION DE FLUJO EN UNA VARILLA DE UO_2 - PuO_2
(23.7% PuO_2, Tipo de Plutonio 5)

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Neutron Flux Depression in the UO_2-PuO_2 (15 to 30%) Fuel Rods from IVO-FR2-Vg7-Irradiation Experiment".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.

The thermal-neutron flux depression within a fuel rod has a great influence in the radial temperature profile of the rod, especially for high enrichement fuel. For this reason, a study was made about the UO_2-PuO_2 (15 to 30% PuO_2) fuel pins for the KfK-JEN joint irradiation programm IVO, in the FR2 reactor. Different methods (diffusion, Bonalumi, successive generations) were compared and a new approach (parabolic aproximation) was developed.

INIS CLASSIFICATION AND DESCRIPTORS: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Neutron Flux Depression in the UO_2-PuO_2 (15 to 30%) Fuel Rods from IVO-FR2-Vg7-Irradiation Experiment".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.

The thermal-neutron flux depression within a fuel rod has a great influence in the radial temperature profile of the rod, especially for high enrichement fuel. For this reason, a study was made about the UO_2-PuO_2 (15 to 30% PuO_2) fuel pins for the KfK-JEN joint irradiation programm IVO, in the FR2 reactor. Different methods (diffusion, Bonalumi, successive generations) were compared and a new approach (parabolic aproximation) was developed.

INIS CLASSIFICATION AND DESCRIPTORS: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Neutron Flux Depression in the UO_2-PuO_2 (15 to 30%) Fuel Rods from IVO-FR2-Vg7-Irradiation Experiment".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.

The thermal-neutron flux depression within a fuel rod has a great influence in the radial temperature profile of the rod, especially for high enrichement fuel. For this reason, a study was made about the UO_2-PuO_2 (15 to 30% PuO_2) fuel pins for the KfK-JEN joint irradiation programm IVO, in the FR2 reactor. Different methods (diffusion, Bonalumi, successive generations) were compared and a new approach (parabolic aproximation) was developed.

INIS CLASSIFICATION AND DESCRIPTORS: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Neutron Flux Depression in the UO_2-PuO_2 (15 to 30%) Fuel Rods from IVO-FR2-Vg7-Irradiation Experiment".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.

The thermal-neutron flux depression within a fuel rod has a great influence in the radial temperature profile of the rod, especially for high enrichement fuel. For this reason, a study was made about the UO_2-PuO_2 (15 to 30% PuO_2) fuel pins for the KfK-JEN joint irradiation programm IVO, in the FR2 reactor. Different methods (diffusion, Bonalumi, successive generations) were compared and a new approach (parabolic aproximation) was developed.

INIS CLASSIFICATION AND DESCRIPTORS: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Depresión de flujo neutrónico en las barras combustibles de UO_2-PuO_2(15 al 30%) del experimento de irradiación IVO-FR2-Vg7".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.
La depresión de flujo neutrónico en una barra combustible tiene una fuerte influencia en el perfil radial de temperaturas de la barra, especialmente en combustibles de alto enriquecimiento. Por esta razón se ha emprendido un estudio para las varillas combustibles de UO_2-PuO_2 (15 al 30% de PuO_2) del programa de irradiación conjunto IVO entre el KfK y la JEN, en el reactor FR2. Se comparan diferentes métodos de cálculo (difusión, Bonalumi, generaciones sucesivas) y se propone una nueva correlación (aproximación parabólica).

CLASIFICACION INIS Y DESCRIPTORES: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Depresión de flujo neutrónico en las barras combustibles de UO_2-PuO_2(15 al 30%) del experimento de irradiación IVO-FR2-Vg7".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.
La depresión de flujo neutrónico en una barra combustible tiene una fuerte influencia en el perfil radial de temperaturas de la barra, especialmente en combustibles de alto enriquecimiento. Por esta razón se ha emprendido un estudio para las varillas combustibles de UO_2-PuO_2 (15 al 30% de PuO_2) del programa de irradiación conjunto IVO entre el KfK y la JEN, en el reactor FR2. Se comparan diferentes métodos de cálculo (difusión, Bonalumi, generaciones sucesivas) y se propone una nueva correlación (aproximación parabólica).

CLASIFICACION INIS Y DESCRIPTORES: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Depresión de flujo neutrónico en las barras combustibles de UO_2-PuO_2(15 al 30%) del experimento de irradiación IVO-FR2-Vg7".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.
La depresión de flujo neutrónico en una barra combustible tiene una fuerte influencia en el perfil radial de temperaturas de la barra, especialmente en combustibles de alto enriquecimiento. Por esta razón se ha emprendido un estudio para las varillas combustibles de UO_2-PuO_2 (15 al 30% de PuO_2) del programa de irradiación conjunto IVO entre el KfK y la JEN, en el reactor FR2. Se comparan diferentes métodos de cálculo (difusión, Bonalumi, generaciones sucesivas) y se propone una nueva correlación (aproximación parabólica).

CLASIFICACION INIS Y DESCRIPTORES: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.

J.E.N. 538

Junta de Energía Nuclear. Departamento de Materiales y Metalurgia. Madrid.

"Depresión de flujo neutrónico en las barras combustibles de UO_2-PuO_2(15 al 30%) del experimento de irradiación IVO-FR2-Vg7".

LOPEZ, J.; FERNANDEZ, J.L. (1983) 54 pp. 16 figs. 22 refs.
La depresión de flujo neutrónico en una barra combustible tiene una fuerte influencia en el perfil radial de temperaturas de la barra, especialmente en combustibles de alto enriquecimiento. Por esta razón se ha emprendido un estudio para las varillas combustibles de UO_2-PuO_2 (15 al 30% de PuO_2) del programa de irradiación conjunto IVO entre el KfK y la JEN, en el reactor FR2. Se comparan diferentes métodos de cálculo (difusión, Bonalumi, generaciones sucesivas) y se propone una nueva correlación (aproximación parabólica).

CLASIFICACION INIS Y DESCRIPTORES: B25. Neutron Flux. Fuel Rods. Test Reactors. FR-2reactor. Uranium Oxides. Plutonium Oxides.